



Réacteurs nucléaires expérimentaux

André Chabre, Bernard Bonin

► To cite this version:

Bernard Bonin (Dir.). Réacteurs nucléaires expérimentaux. CEA Saclay; Groupe Moniteur, 2012, E-den, Une monographie de la Direction de l'énergie nucléaire, CEA, 9782281115093. cea-01153131

HAL Id: cea-01153131

<https://hal-cea.archives-ouvertes.fr/cea-01153131>

Submitted on 19 May 2015

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

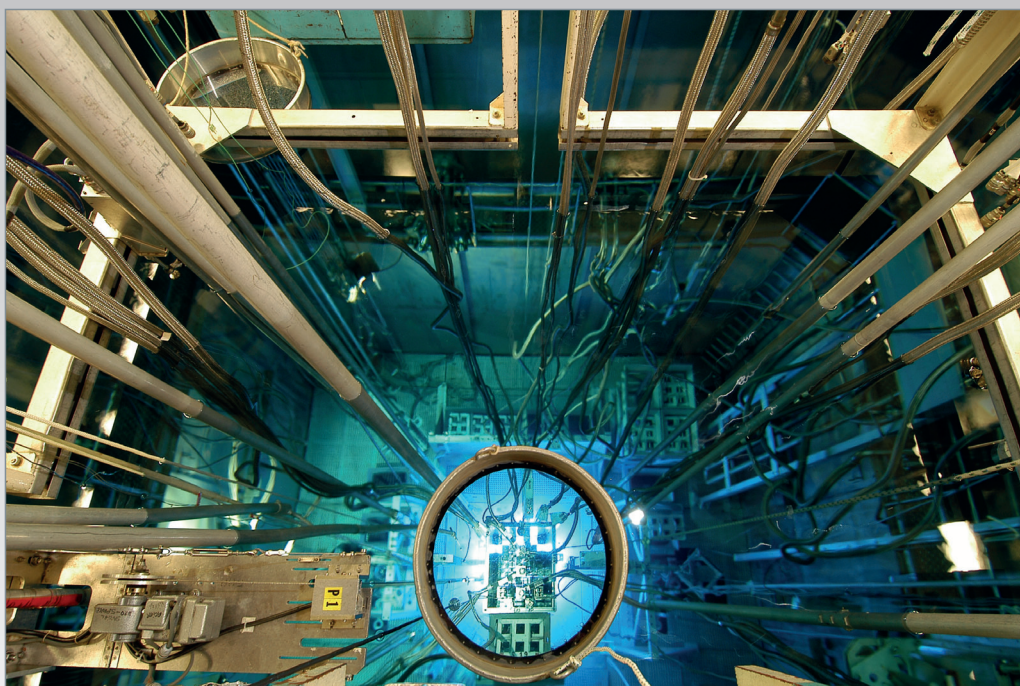
L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives

e-den

Une monographie de la Direction
de l'énergie nucléaire

Les réacteurs nucléaires expérimentaux



EDITIONS
LE MONITEUR



énergie atomique • énergies alternatives

Monographies DEN

Une monographie de la Direction de l'énergie nucléaire
Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives,
91191 Gif-sur-Yvette Cedex
Tél. : 01 64 50 10 00

Comité scientifique

Michel Beauvy, Georges Berthoud, Gérard Ducros, Damien Féron,
Yannick Guérin, Christian Latgé, Yves Limoge, Gérard Santarini,
Jean-Marie Seiler, Etienne Vernaz, Directeurs de Recherche.

Responsable de thème : André Chabre.

Ont participé à la rédaction de cette monographie :

Alain Alberman, Michel Auclair, Nicolas Authier, Daniel Beretz,
Gilles Bignan, Jean-Yves Blanc, Bernard Bonin, Jean-Christophe
Bosq, Xavier Bravo, André Chabre (responsable de thème),
Pascal Chaix, Jean-Marc Costantini, Gérard Ducros, Philippe
Durande-Ayme, Jérôme Estrade, Philippe Fougères, Danielle
Gallo, Christian Gonnier, Lionel Gosmain, Daniel Iracane, Philippe
Jucker, Jean-Christophe Klein, Thierry Lambert, Patrick Lemoine,
Richard Lenain, Stéphane Loubière, Clarisse Mariet, Loïck Martin-
Deidier, Frédéric Mellier, Alain Menelle, Sandrine Miro,
Emmanuelle Muller, Joseph Safieh, Henri Safa, Stéphanie Sorieul,
Patrick Trocellier, Caroline Verdeau, Jean-François Villard,
Alain Zaetta.

Directeur de la Publication : Christophe Béhar.

Comité éditorial : Bernard Bonin (Rédacteur en chef),
Marie-José Lovérini, Martine Dozol, Michaël Lecomte,
Alain Forestier.

Administrateur : Fanny Bazile.

Éditeur : Jean-François Parisot.

Maquette : Pierre Finot.

Correspondance : la correspondance peut être adressée
à l'Éditeur ou à CEA / DEN Direction scientifique, CEA Saclay
91191 Gif-sur-Yvette Cedex.
Tél. : 01 69 08 16 75

© CEA Saclay et Groupe Moniteur (Éditions du Moniteur),
Paris, 2012

ISBN 978-2-281-11509-3
ISSN en cours

La reproduction des informations contenues dans ce document
est libre de tous droits, sous réserve de l'accord de la rédaction
et de la mention d'origine.

En couverture : vue de dessus de la piscine du réacteur OSIRIS,
implanté sur le site CEA de Saclay et destiné à l'étude des maté-
riaux sous irradiation.

e-den

Une monographie de la Direction
de l'énergie nucléaire

Les réacteurs nucléaires expérimentaux

Préface

Après un départ fulgurant au cours des années 50, où elle représentait pour beaucoup l'espoir d'une source d'énergie durable et à coût compétitif, l'énergie nucléaire a connu, dans les années 80-90, un rejet de la part d'une majorité de l'opinion publique dans plusieurs pays occidentaux, rejet qui a conduit à un brutal coup d'arrêt de son développement.

En effet, si les chocs pétroliers des années 1973 et 1979 ont marqué le début de programmes d'équipements massifs dans quelques pays lourdement pénalisés par les importations de pétrole – comme la France et le Japon –, ils ont paradoxalement été suivis d'une brusque interruption des investissements nucléaires, aux États-Unis d'abord, puis en Europe occidentale. Pourtant, les tensions répétées sur le marché du pétrole et le début des inquiétudes sur le caractère épuisable des ressources naturelles, ainsi que les effets prévisibles sur le climat et l'environnement liés à leur combustion massive auraient dû, au contraire, les renforcer.

Les raisons de cette pause sont certainement multiples et s'expliquent, en partie, par les accidents de Three Mile Island, en 1979, et de Tchernobyl, en 1986, qui eurent un fort impact sur les opinions publiques. Le récent accident de Fukushima ravive légitimement les mêmes questionnements, même si le contexte est fort différent. Moins que les interrogations sur la capacité technique des réacteurs à résister aux événements les plus improbables, celui-ci pose plus que jamais la question de la préparation des exploitants et de la chaîne décisionnelle en charge de la gestion d'un dysfonctionnement grave des dispositifs de sauvegarde, en cas de défaillance d'un équipement.

En France, alors que l'implantation des centrales nucléaires n'avait pas, à une exception près, suscité de véritable débat dans la population, une attitude de refus est apparue à la fin des années 80 sur la question des déchets nucléaires. Face aux difficultés croissantes rencontrées par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA), à la recherche d'un site pour l'implantation d'un laboratoire souterrain, le Gouvernement de l'époque décidait de suspendre les travaux, établissait un moratoire d'un an et saisissait du problème l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST).

En reprenant l'essentiel des recommandations de l'Office, notamment la définition d'un programme de recherche diversifié, mais aussi les prémices d'un dialogue démocratique avec les populations concernées, la loi du 30 décembre 1991 sur la gestion des déchets nucléaires a largement contribué à apaiser le débat. Après quinze ans de recherches sur les différentes solutions de gestion à long terme des déchets radioactifs, la loi du 28 juin 2006 a permis d'établir le cadre d'ensemble de cette gestion, désormais admise comme une nécessité.

Ce début de siècle est, en outre, marqué par une prise de conscience collective que la réponse aux besoins en énergie de notre génération ne peut pas se concevoir sans tenir compte du respect de l'environnement et sans préserver le droit des générations futures à satisfaire ces mêmes besoins. C'est le concept du développement durable auquel notre société sera inévitablement confrontée.

L'origine anthropique du réchauffement de la planète, sous l'effet de l'accroissement considérable des rejets de gaz à effet de serre, n'est plus aujourd'hui contestée. Seules l'ampleur et les conséquences de ce réchauffement font encore l'objet de débats. Les pays industrialisés, qui sont, en grande partie, à l'origine de la situation actuelle, ont une responsabilité

particulière qui doit les inciter à diminuer de manière volontariste les émissions de ces gaz. L'énergie nucléaire qui échappe par nature à ce type d'émissions, tout en étant capable de produire une énergie relativement abondante, fiable et économiquement compétitive, doit donc, tout naturellement, s'imposer.

Même si la situation mondiale reste encore contrastée, et plus particulièrement en Europe, plusieurs pays (Chine, Corée du Sud, Finlande, Inde, Afrique du Sud, Pologne, Émirats arabes unis...) ont d'ores et déjà décidé d'investir fortement dans le développement de cette énergie et maintiennent cette option après l'accident de Fukushima. D'autres sont sur le point de franchir le pas, notamment la Grande-Bretagne et les États-Unis qui paraissent déterminés à lancer avant la fin de la décennie des projets de construction de nouvelles centrales nucléaires, un processus interrompu depuis trente ans.

En France, à la suite du débat national sur les énergies qui s'est tenu au premier semestre 2003, la loi d'orientation sur l'énergie, adoptée en juin 2005, a consacré la décision de construire un réacteur démonstrateur EPR destiné à préparer la relève des différentes centrales actuellement en service.

De nombreux signes donnent ainsi à penser qu'une relance de l'énergie nucléaire est en train de se produire à l'échelle mondiale. Néanmoins, l'avenir du nucléaire dans notre pays, comme dans d'autres, dépendra beaucoup de sa capacité à traiter correctement les deux préoccupations suivantes :

- La première touche à son acceptabilité sociale ; il importe, en effet, que l'utilisation du nucléaire se fasse dans des conditions de sûreté et de sécurité optimales, en produisant un minimum de déchets ultimes et que ceux-ci soient parfaitement maîtrisés au plan de leur impact éventuel sur la santé et sur l'environnement. Le choc de l'accident de Fukushima ne fait que renforcer cette exigence de sûreté comme priorité absolue ;

- la seconde concerne la disponibilité de ses ressources ; il est important de garantir l'approvisionnement en combustible sur le long terme, en préparant le recours à des filières plus économes de la matière fissile naturelle et surtout plus indépendantes des fluctuations de ses marchés.

Ces sujets sont au cœur des missions de la Direction de l'énergie nucléaire du CEA. Celle-ci est, en effet, un acteur majeur de la recherche visant à soutenir l'industrie nucléaire dans l'amélioration de la sûreté et de la compétitivité des réacteurs, à fournir aux Pouvoirs publics les éléments de choix sur la gestion à long terme des déchets nucléaires et, enfin, à développer les systèmes nucléaires du futur. Ces systèmes, essentiellement les réacteurs à neutrons rapides, sont porteurs d'améliorations très prometteuses sur le plan de la gestion des déchets et de l'utilisation des matières premières.

Étant un fervent partisan d'une diffusion de la connaissance scientifique et technique la plus large possible, il me paraît de la première importance que ces travaux de recherche, qui font appel à une grande diversité de disciplines scientifiques et qui se situent souvent au meilleur niveau mondial, soient présentés et expliqués à tous ceux qui souhaitent forger leur propre opinion sur l'énergie nucléaire. C'est pourquoi je salue avec une sincère satisfaction la publication de ces monographies DEN dont la consultation attentive sera très certainement une source incomparable d'informations pour leurs lecteurs que j'espère nombreux.

Je remercie tous ceux, chercheurs et ingénieurs qui, en contribuant à la réalisation de ce dossier, ont eu à cœur de faire partager leur expérience et leur savoir.

Bernard BIGOT,
Administrateur général du CEA

Les réacteurs expérimentaux, leur utilisation, leur histoire...

Les réacteurs expérimentaux ont ouvert la voie, précédé et accompagné le développement de l'électronucléaire.

C'est le 2 décembre 1942 qu'une équipe de scientifiques conduite par Enrico FERMI parvint à établir la première réaction en chaîne divergente et, par conséquent, à faire fonctionner la première pile atomique expérimentale, dans les sous-sols d'un stade de Chicago. La preuve était faite que l'on pouvait provoquer et contrôler la fission des atomes...

C'est en 1951 que l'énergie nucléaire produisit de l'électricité pour la première fois. L'événement eut lieu aux États-Unis avec la mise en service du réacteur EBR1, capable d'alimenter 1 000 lampes de 100 watts.

À partir de là, tout est allé vite pour le développement de l'énergie nucléaire et, très rapidement, est apparu le rôle indispensable des réacteurs expérimentaux dans ce processus, avec la réalisation de réacteurs de plus en plus puissants, de plus en plus spécialisés, de plus en plus performants, en fonction des besoins. Ainsi, des années 45 à nos jours, plus de 600 réacteurs expérimentaux de recherche ou assemblages critiques ont été construits dans le monde, avec des puissances allant sensiblement de zéro à plusieurs centaines de mégawatts thermiques et une très grande diversité dans la conception, l'utilisation et le mode de fonctionnement.

À quoi servent les réacteurs expérimentaux ?...

Comment les définir ?...

Les réacteurs expérimentaux sont des installations nucléaires dans lesquelles on crée et on entretient une **réaction en chaîne*** pour obtenir un flux de **neutrons***, en vue de son utilisation pour l'expérimentation. L'énergie produite par les réactions de fission n'est généralement pas récupérée.

Les performances d'un réacteur expérimental se caractérisent par :

- Le « **spectre*** » de neutrons produits, c'est-à-dire la répartition en énergie de ces neutrons qui, selon la conception de **cœur*** retenue, sera représentative d'un spectre de neutrons de faible énergie, appelé alors spectre de neutrons « thermiques » (énergie < 0,625 eV) ou d'un spectre de neutrons de forte énergie (énergie > ~0,9 MeV), appelé alors spectre de neutrons « rapides » ;
- le **flux de neutrons*** produit (de 10^5 neutrons/cm².s à plus de 10^{15} neutrons/cm².s).

La conception de chaque réacteur expérimental est faite en fonction de ses futures utilisations et aussi bien le spectre de neutron produit que son intensité sont adaptés en conséquence, comme nous le verrons plus loin. Il est de fait que les réacteurs expérimentaux les plus spécialisés présentent des caractéristiques de flux très spécifiques ; les réacteurs expérimentaux polyvalents destinés à réaliser plusieurs types d'activités sont conçus pour produire à la fois des spectres de neutrons rapides et thermiques ou intermédiaires, avec des caractéristiques, bien sûr, moins « pointues ».

Les réacteurs expérimentaux et le nucléaire : maquettes critiques, réacteurs d'irradiation technologique, réacteurs d'essais de sûreté, réacteurs pour l'enseignement, prototypes...

Les neutrons créés dans les réacteurs expérimentaux sont utilisés, en premier lieu, pour réaliser les expérimentations relatives au développement des réacteurs électronucléaires de puissance, à la fois pour la compréhension des phénomènes mis en jeu et pour la validation et la qualification des solutions retenues.

À cette problématique correspondent trois grandes catégories de réacteurs expérimentaux :

- Les réacteurs destinés à valider les calculs neutroniques des réacteurs de puissance, encore appelés « maquettes critiques » ;
- les réacteurs destinés à étudier et à qualifier le comportement sous irradiation des matériaux de structure et des combustibles, encore appelés « réacteurs d'irradiation technologique » ;
- les réacteurs destinés à l'étude des situations accidentelles, encore appelés « réacteurs d'essais de sûreté ».

Les maquettes critiques

Il n'y a pas de développement majeur de concepts et techniques nucléaires, aussi bien pour le développement des réacteurs de puissance que pour celui du cycle des combustibles associés, sans études de neutronique et également sans essais de validation des calculs, car, si la neutronique s'appuie sur des équations parfaitement représentatives des phénomènes, l'amplitude des domaines d'énergie mis en jeu, la multiplicité des matériaux utilisés et de leurs caractéristiques, les géométries complexes des assemblages combustibles font que, dès qu'il s'agit de progresser, valider, quantifier avec précision, le recalage expérimental s'avère nécessaire.

Les maquettes critiques sont les outils adaptés à de telles expérimentations ; elles sont ainsi appelées car, d'une part, elles expérimentent, en quelque sorte, des « maquettes », encore appelées « réseaux », représentatives entièrement ou partiellement des configurations des cœurs que l'on veut étudier, et que, d'autre part, l'on n'a pas besoin de puissance et de flux important pour cela, compte tenu de la linéarité des phénomènes neutroniques : il suffit de les faire fonctionner dans un état « juste critique* » pour pouvoir mesurer les grandeurs physiques et neutroniques caractéristiques. Ainsi, leur puissance va d'une centaine de watts à quelques kilowatts, et l'intensité de flux neutronique est, pour la grande majorité d'entre elles, inférieure à 10^{12} n/cm².s.

La conception de ces maquettes critiques est, le plus souvent, simple et fortement adaptable. Ainsi, les maquettes critiques en eau sont essentiellement constituées, du point de vue mécanique, d'une cuve à l'air libre contenant le réseau combustible à expérimenter, et si nécessaire, des éléments com-

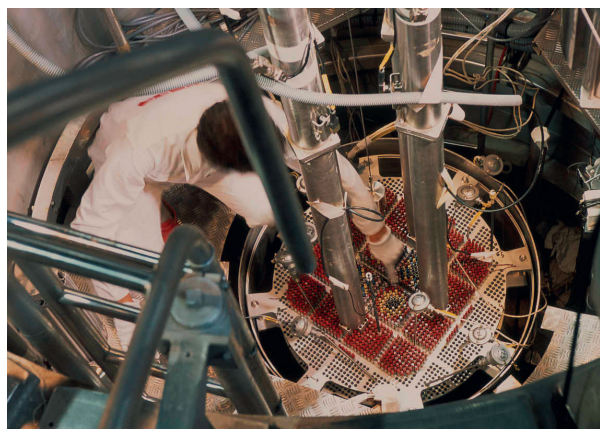


Fig. 1. Maquette critique ÉOLE vue de dessus, en cours de préparation pour la réalisation d'essais de qualification d'un cœur de réacteur à eau bouillante.

bustibles supplémentaires (appelés le « cœur nourricier ») permettant d'atteindre le régime critique et les systèmes d'absorbants de contrôle. Il y a très peu de circuits auxiliaires, car il n'y a pas de puissance à évacuer.

En revanche, les réseaux représentatifs des configurations de cœur à étudier peuvent être, eux, très complexes. Ils sont fortement instrumentés à l'aide de différents dispositifs de mesure de flux, de mesures de température, de manière à pouvoir caractériser entièrement les réseaux étudiés.

La figure 1 représentant la cuve de la maquette critique ÉOLE vue de dessus, en cours de préparation pour une expérimentation, montre bien la simplicité de la maquette, la complexité du cœur avec le réseau combustible à étudier (les quatre éléments centraux), ainsi que les éléments combustibles constituant le cœur nourricier tout autour, les absorbants de contrôle et l'instrumentation en cours de mise en place.

Finalement, si l'exploitation proprement dite d'une maquette critique est simple, la construction des cœurs expérimentaux, leur instrumentation, l'analyse et l'exploitation des résultats demandent des personnels très compétents, des supports en instrumentation nucléaire performants et un couplage permanent avec les moyens de calcul neutronique.

Les réacteurs d'irradiation technologique

Ces réacteurs ont un rôle de premier plan à jouer, celui de qualifier, sous l'effet de l'irradiation rencontrée dans les réacteurs électrogènes, les principaux composants de ces derniers, à savoir les matériaux et combustibles, les capteurs, etc.

Pour cela, ils doivent présenter des caractéristiques performantes en matière de niveau de flux et de capacités opératoires, car leur principal intérêt est de pouvoir réaliser des expériences jusqu'à des limites qui ne seraient pas tolérées dans un réacteur de puissance, très instrumentalisée et sous haute surveillance. Ces flux importants, supérieurs à ceux rencontrés dans les centrales nucléaires de puissance, permettent de réaliser des études complètes de vieillissement de matériaux et composants sous irradiation, dans des délais permettant de déterminer, au niveau de la conception, les meilleurs matériaux et les dispositions les plus adéquates à retenir pour ces réacteurs.

Ainsi, les puissances rencontrées dans les réacteurs d'irradiation technologique vont de quelques dizaines de MW à 100/200 MW th, ce qui permet de disposer d'un flux de neutrons de l'ordre de 10^{13} à 10^{15} n.cm⁻².s⁻¹.

Aujourd'hui, la plupart des réacteurs expérimentaux de ce type sont des réacteurs à eau, avec deux variantes :

- Les réacteurs à cœur ouvert dits « réacteurs (ou piles) piscine », dans lesquels le bloc réacteur est immergé dans une piscine en eau et en communication avec cette dernière. Ce type de disposition limite la puissance volumique du réacteur, en raison de la faible pressurisation du circuit primaire. En contrepartie, elle permet une très grande accessibilité pour les matériaux et combustibles à expérimenter (fig. 2) ;
- les réacteurs à caisson fermé qui permettent de disposer de puissances volumiques et de flux plus élevés, grâce à la pressurisation possible du circuit primaire (entre 5 et 20 bars) mais présentent une accessibilité plus difficile aux emplacements d'expérimentation situés dans le cœur.

L'autre intérêt majeur de ces réacteurs d'irradiation est de pouvoir placer les matériaux et combustibles que l'on veut expé-

Tableau 1

Comparaison des caractéristiques de flux et d'endommagement dans les matériaux pour les réacteurs de puissance et les réacteurs d'irradiation technologique				
Réacteur	Flux de neutrons thermiques n/cm ² .s	Flux de neutrons rapides n/cm ² .s	Flux thermique dans le cœur kW/litre	dpa/an*
Réacteurs de puissance Type PWR - BWR	9.10^{13}	$1,3.10^{14}$	80	2 - 3
OSIRIS	$2,7.10^{14}$	$2,7.10^{14}$	320 max.	6
RJH	$5,5.10^{14}$	$5,5.10^{14}$	600 max.	16

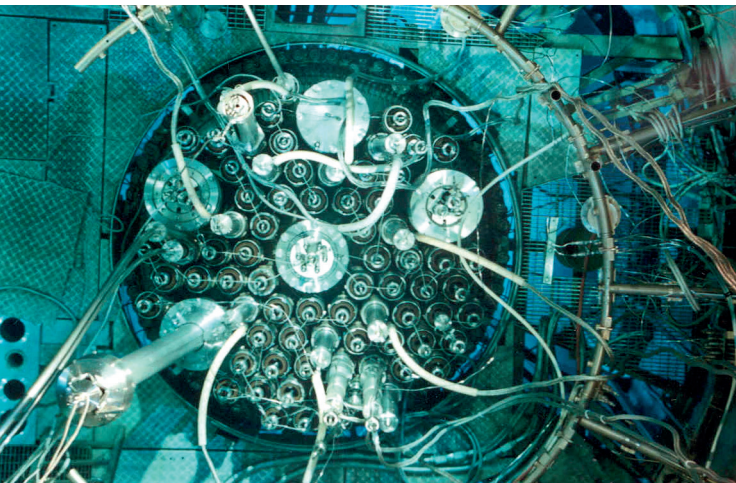


Fig. 2. Un exemple de réacteur d'irradiation technologique de type « à caisson fermé » : le réacteur BR2 du SCK/CEN (Belgique).

rimenter dans des conditions représentatives de celles rencontrées dans les réacteurs de puissance ; cela peut concerner, outre le flux de neutrons et selon la complexité de l'expérimentation, la température, les sollicitations mécaniques (pression et autres contraintes), la physico-chimie du milieu ambiant, etc.

Pour cela, les matériaux et combustibles sont placés dans des dispositifs permettant cette représentativité et conçus pour pouvoir être disposés dans le cœur du réacteur ou à sa périphérie, selon le flux voulu et le type d'expérience envisagé. Ces dispositifs portent également l'instrumentation permettant de réaliser les mesures nécessaires au suivi, en temps réel, de l'irradiation. Le chapitre intitulé « L'instrumentation des réacteurs expérimentaux », p. 41-44, détaille cette instrumentation spécifiquement adaptée.

Enfin, ces dispositifs sont conçus de manière à ce que leur exploitation n'entraîne pas de risque, en toute circonstance, pour le réacteur, ni de relâchement de radioactivité.

Les dispositifs sont essentiellement de deux types :

- Les capsules dans lesquelles le fluide de refroidissement (gaz, **NaK**...) est statique, les échanges thermiques de refroidissement se faisant par conduction vis-à-vis de l'eau du circuit primaire du réacteur ;
- les boucles (à eau, à gaz, à sodium), plus complexes mais permettant une plus grande représentativité, qui possèdent leur propre système de pressurisation et de régulation de température. Ces systèmes sont, le plus souvent, disposés dans des casemates blindées à la périphérie du réacteur et reliés au dispositif en pile proprement dit par des tuyauteries souples.

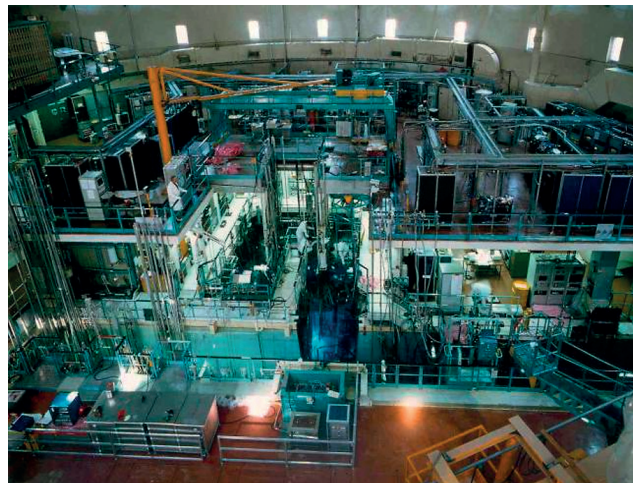


Fig. 3. Réacteur OSIRIS. Le hall expérimental : vue d'ensemble montrant la piscine contenant le réacteur, ainsi qu'une partie des installations permettant d'exploiter et de contrôler les différents dispositifs expérimentaux placés dans le réacteur.

La figure 3 montre une partie des installations associées aux dispositifs expérimentaux et à leur système de surveillance et de contrôle-commande autour du réacteur OSIRIS.

Les réacteurs d'irradiation technologique fonctionnent par cycles allant de 20 à 30 jours de marche en puissance, au cours desquels de nombreuses expériences d'irradiation sont chargées en parallèle dans le réacteur. Les périodes d'intercycles de quelques jours sont mises à profit pour charger et décharger, selon les besoins, les dispositifs expérimentaux. Certains échantillons en irradiation font alors l'objet d'examen non destructifs, visuels, dimensionnels, par spectrométrie gamma et neutronographie permettant de suivre leur évolution sous irradiation.

À l'issue de l'irradiation, les échantillons font, dans de nombreux cas, l'objet d'examen destructifs en cellules chaudes, de manière à caractériser complètement les effets de cette irradiation (voir, *infra*, p. 87-93, le chapitre intitulé « Les laboratoires associés aux réacteurs expérimentaux »).

Les réacteurs d'essais de sûreté

La maîtrise des risques est un impératif constant dans l'utilisation de l'énergie nucléaire. C'est pourquoi, même si tout est mis en œuvre pour réduire l'occurrence des situations incidentelles et surtout accidentelles graves conduisant à une dégradation, voire une destruction plus ou moins étendue des éléments combustibles, il importe d'en connaître le déroulement, d'en évaluer les conséquences.

Aussi, pratiquement dès l'apparition des réacteurs expérimentaux, a-t-on cherché à les utiliser pour réaliser des essais représentatifs de ces situations, à partir de dispositifs et de montages particuliers, puis de réacteurs spécifiquement conçus pour la réalisation de ces essais.

Deux types d'accidents graves donnent plus particulièrement lieu à des essais réalisés à l'aide de réacteurs expérimentaux dédiés :

- *Les injections accidentelles de réactivité.* Ce type d'accident est susceptible d'affecter tous les types de réacteur dans chacune de leurs phases d'exploitation : en puissance ou sans puissance, y compris durant le chargement des éléments combustibles. Une attention particulière doit y être apportée dans le cas des réacteurs expérimentaux et maquettes critiques, en raison de la grande accessibilité de leur cœur et des réarrangements fréquents de ce dernier. L'accident de référence correspondant, pour les réacteurs de puissance, est l'éjection d'une barre de contrôle du réacteur en fonctionnement ; il se caractérise par une impulsion de réactivité très forte et très brève conduisant à une excursion de puissance de plusieurs dizaines de milliers de MW en quelques millisecondes ;
- *les pertes de débit dans le circuit primaire des réacteurs et les pertes de fluide primaire.* L'accident a des conséquences d'autant plus importantes que le réacteur est à forte puissance. Il se traduit alors par un fort relâchement de radionucléides et leur diffusion au travers des barrières de confinement du réacteur, selon que celles-ci sont affectées ou non par l'accident.

Les réacteurs réalisant des essais de sûreté ont été de types très divers, au cours de l'histoire du nucléaire : réacteurs en air, à eau, à combustible liquide... Leurs aspects spécifiques sont multiples :

- Ils doivent être capables de reproduire en toute sécurité des séquences entières de l'accident ;
- ils mettent en œuvre une instrumentation importante et spécifique ;
- la réalisation d'expérimentations complexes nécessite une longue période de conception et de préparation ; l'essai de sûreté en lui-même est réalisé sur une courte période, avec, ensuite, une longue période d'analyse et d'interprétation ;
- les programmes sont conduits, le plus souvent, dans un cadre international permettant le partage des connaissances en matière de sûreté.

La quatrième partie de cette monographie (p. 113-118) détaille les installations d'étude de situations accidentelles représentatives et les types de résultats et d'enseignements que l'on en tire.

Les réacteurs dédiés à l'enseignement des techniques nucléaires et à la formation

Tous les réacteurs expérimentaux peuvent réaliser des activités de ce type, mais naturellement, pour des questions, à la fois, de facilité d'accès et de disponibilité, des filières de réacteurs adaptés à la formation ont vu le jour. Ces derniers sont caractérisés par :

- Des puissances faibles allant de quelques centaines de watts à quelques centaines de kilowatts ;
- leur souplesse et leur simplicité d'utilisation, leur facilité d'accès ;
- la possibilité qu'ils offrent de visualiser le comportement neutronique du réacteur ;
- la présence d'équipes de formation et de moyens pédagogiques qui leur sont associés.

Des réacteurs de recherche pour la formation et l'enseignement

Les réacteurs de recherche sont utilisés, depuis les origines de l'énergie nucléaire, pour l'enseignement et la formation professionnelle. Ils assurent une approche concrète des phénomènes pratiques de la physique des réacteurs et font partie intégrante des programmes pédagogiques des établissements d'enseignement initial, ainsi que de la formation des exploitants nucléaires et des autorités de sûreté.

Pour réaliser ces formations, les réacteurs utilisés sont, soit des réacteurs principalement dédiés à la formation (réacteur ISIS, au CEA Saclay), soit des réacteurs ayant des programmes expérimentaux propres et réalisant des périodes de formation (AZUR et MINERVE, à Cadarache).

L'apport pédagogique des réacteurs de recherche

Dans la démarche pédagogique, la réalisation de travaux pratiques permet d'appréhender les phénomènes physiques réels (évolution de la densité de neutrons) et de les mettre en corrélation avec les évolutions des paramètres physiques principaux du réacteur (réactivité, température du cœur...).

Les travaux pratiques permettent, en particulier :

- De visionner les différents composants d'un réacteur et de comprendre les contraintes liées à sa conception et à la sûreté de son fonctionnement ;
- de contrôler la sûreté des opérations de chargement du cœur par le suivi de la densité de neutrons ;
- de déterminer les conditions de démarrage en toute sécurité, lors de l'approche sous-critique (mouvement de barre, niveau d'eau, titre en bore) ;

- de mettre en évidence l'influence de toute modification du cœur sur la densité de neutrons : mouvement des barres, déplacement de dispositifs expérimentaux, modification de la température ;
- de déterminer les caractéristiques du réacteur : courbe d'efficacité des barres, coefficient de température, distribution de puissance ;
- de participer aux décisions concernant la manœuvre d'organes de commande (barres, circulation d'eau...), dans les conditions de sûreté requises ;
- d'acquérir une première expérience pratique, en matière de pilotage, sous le contrôle de l'équipe d'exploitation ;
- d'étudier le fonctionnement des chaînes neutroniques qui permettent de suivre la réaction en chaîne ;
- de faire des mesures de radioprotection sur l'installation même, en utilisant différents types d'appareillages (balises, polyradiamètres, activation de pastilles...).

Les formations

Dans le cadre de la formation initiale, l'éventail des formations faisant appel aux travaux pratiques s'est élargi, ces dernières années. Des séances de travaux pratiques sont réalisées pour les élèves de l'année de spécialisation du Génie atomique de l'INSTN, les élèves des écoles d'ingénieurs (École Centrale Paris, ENSAM, École Polytechnique...), ainsi que pour les élèves de masters en physique des universités Paris VII et Paris XI.

Dans le cadre de la formation continue, les réacteurs de recherche sont utilisés pour :

- La formation des conducteurs des réacteurs de recherche qui comprend une initiation au pilotage (réacteur ISIS) ;
- la formation des équipages de conduite des chaufferies nucléaires embarquées (réacteur AZUR) ;
- le recyclage, de façon périodique, des personnels d'exploitation des réacteurs de recherche ;
- la formation du personnel des divers acteurs des organismes (ASN, CEA, IRSN...) et des industriels du nucléaire (AREVA, EDF...) avec des sessions de formation de 1 à 8 semaines, abordant le principe et le fonctionnement des réacteurs, la neutronique et le fonctionnement des chaînes de mesure neutronique ;
- des cours internationaux destinés à tous les acteurs du nucléaire, sur le principe, le fonctionnement et la neutronique des réacteurs.

Avec le nécessaire renouvellement des effectifs, le redémarrage ou le démarrage, dans certains pays, de l'électronucléaire, ainsi que l'étude de nouveaux réacteurs, nous constatons, depuis plusieurs années, une augmentation de la demande en formation initiale et continue, au niveau français et international.

Les réacteurs de formation

Réacteur ISIS

Le réacteur ISIS, situé sur le centre de Saclay, est un réacteur piscine d'une puissance thermique de 700 kW (fig. 4). C'est la maquette neutronique du réacteur OSIRIS (70 MW). Le cœur d'ISIS, au fond d'une piscine de 7 mètres de profondeur, utilise un combustible sous forme d' U_3Si_2 enrichi à 19,75 %

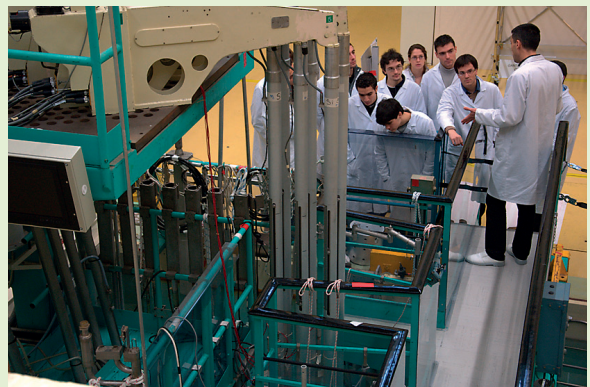


Fig. 4. Groupe d'étudiants en formation dans le hall du réacteur ISIS.

Une rénovation majeure du réacteur ISIS a été réalisée entre 2004 et 2006, afin d'adapter ce réacteur à la formation. En particulier, un logiciel de supervision permet de suivre sur vidéo-projecteur l'évolution des paramètres pertinents pour chaque manipulation dans le réacteur (fig. 5).

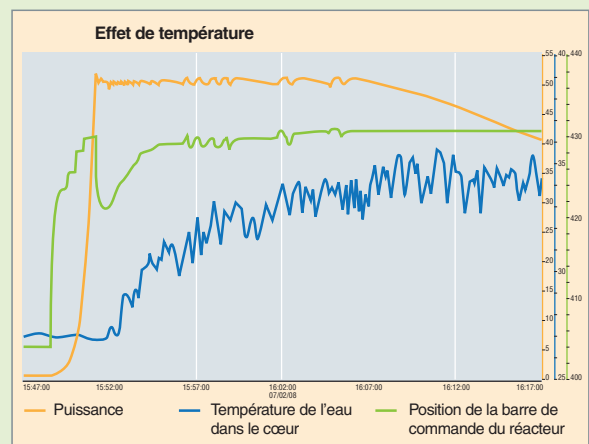


Fig. 5. Une illustration pédagogique de l'effet de température dans le réacteur ISIS, lors d'un transitoire de puissance : écran de supervision d'ISIS pour le suivi de la puissance du réacteur, de la position de la barre de pilotage et de la température de l'eau de cœur, lors d'une montée en puissance de 500 W à 50 kW stabilisée, avant arrêt du pilotage automatique.

Depuis mars 2007, une centaine de séances de travaux pratiques d'une durée de trois heures sont réalisées annuellement sur le réacteur ISIS.

Réacteur AZUR

Le réacteur AZUR, situé à Cadarache, est exploité par AREVA-TA. Depuis sa première divergence, le 9 avril 1962, le réacteur AZUR a expérimenté tous les cœurs des réacteurs destinés à la propulsion nucléaire navale. Il est également utilisé pour la formation.

Le réacteur a fait l'objet d'une refonte en 2001-2002, pour prolonger son fonctionnement au-delà de 2015. Cette refonte a notamment conduit à adapter le pupitre de commande et à aménager la salle de conduite pour faciliter la visualisation des informations. Les formations sont réalisées avec un cœur spécialement dédié. Soixante séances de travaux pratiques, d'une durée de trois heures, sont réalisées annuellement.

Réacteur MINERVE

Le réacteur MINERVE décrit pages 61 à 64 est principalement utilisé pour les études neutroniques de réacteurs à flux thermiques et rapides. La souplesse d'utilisation de ce réacteur de très faible puissance en fait également un outil bien adapté pour les besoins de formation. Quinze séances de travaux pratiques d'une durée de sept heures sont réalisées annuellement sur MINERVE (fig. 6).

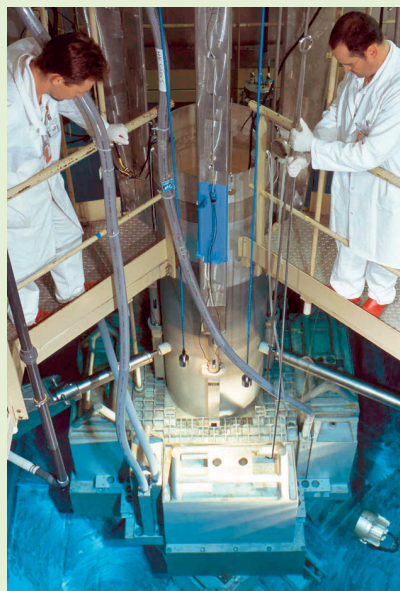


Fig. 6. Le cœur du réacteur MINERVE.

Nous pouvons nous demander si les progrès de la simulation permettraient de se passer complètement de réacteurs pour la formation. Pourtant, le petit pincement au cœur ressenti par les étudiants et futurs exploitants qui assistent à la divergence d'un réacteur réel a une valeur pédagogique irremplaçable. C'est pourquoi, au terme d'un demi-siècle d'utilisation des réacteurs de recherche, le CEA assure la pérennité de ces outils précieux pour la formation des acteurs de l'électronucléaire.

Les réacteurs d'essais et les prototypes

Ces réacteurs sont, en quelque sorte, à l'autre bout de l'échelle des réacteurs expérimentaux. Nous pouvons distinguer :

- Les réacteurs destinés à valider un concept de filière de réacteur appelés « démonstrateurs » ;
- les réacteurs « prototypes » destinés à valider, à une échelle représentative, une solution nucléaire industrielle et à tester ses capacités. La puissance de ces prototypes doit être alors suffisante pour valider la faisabilité des techniques industrielles mises en œuvre ; elle est, le plus souvent, de plusieurs centaines de MWth ;
- les réacteurs d'essais de qualification pour une filière donnée. Qualification à l'échelle 1 de composants, du combustible, du type d'exploitation.

À titre d'illustration, l'encadré intitulé « Le RES, un outil pour les grands programmes de la propulsion nucléaire navale » présente le réacteur de ce dernier type dédié en France au domaine de la propulsion nucléaire.



Le RES, un outil pour les grands programmes de la propulsion nucléaire navale

La capacité française d'assurer la maîtrise de la propulsion nucléaire navale implique de pouvoir disposer d'un dispositif d'essais à terre. Cette fonction a été remplie, depuis 1964, par le réacteur PAT (prototype à terre) et suivie, en 1975, par la CAP (chaufferie avancée prototype) transformée en RNG (réacteur de nouvelle génération), en 1989. Le réacteur d'essais (RES), (fig. 7), est destiné à assurer le relais du RNG arrêté fin 2005.

Le programme, lancé en 1995, est piloté par la Direction de la propulsion nucléaire de la Direction des applications militaires du CEA. Il vise trois objectifs majeurs :

- Assurer le soutien à l'exploitation des chaufferies nucléaires de propulsion navale ;
- qualifier les combustibles nucléaires et les cœurs de ces chaufferies, valider leurs codes de calcul ;
- mettre au point et qualifier les innovations technologiques, notamment pour les futurs sous-marins d'attaque du programme *Barracuda*.



Fig. 7. Vue d'ensemble du réacteur d'essais (RES) destiné à l'étude de la propulsion navale.

L'installation RES, en cours de construction sur le centre CEA de Cadarache, comportera principalement :

- **Un réacteur d'essais** pour la mise au point des chaufferies de la propulsion nucléaire navale ;
- **une piscine d'entreposage et d'examen des combustibles** destinée à accueillir les combustibles irradiés provenant des bâtiments de la Marine nationale, des réacteurs de recherche du CEA et, dans le futur, du RES lui-même.

Le projet est réalisé, dans le cadre de l'œuvre commune, par la Direction des applications militaires du CEA, qui en assure la maîtrise d'ouvrage, sous le contrôle du comité mixte Armées-CEA. La maîtrise d'œuvre a été confiée à Technicatome (AREVA TA). Sa réalisation fait intervenir une centaine d'entreprises nationales et régionales, grandes sociétés et PME, dont AREVA TA (pour la fourniture des matériels existant sur les navires) et DCN (pour la fabrication des principaux composants du réacteur et de l'enceinte de confinement).

Le programme a été lancé en 1995, pour une mise en service de la piscine en 2005 et une divergence du réacteur en 2013.

Le financement du programme RES est assuré principalement par le ministère de la Défense. La Direction de l'énergie nucléaire du CEA, qui utilisera une partie de la piscine d'entreposage des combustibles irradiés, contribue également au financement de cette installation.

Les missions du réacteur d'essais

Le RES est une version modifiée des chaufferies de la filière K15 qui équipent les sous-marins nucléaires lanceurs d'engins de type *Le Triomphant*, le porte-avions *Charles de Gaulle* et qui équiperont les futurs sous-marins nucléaires d'attaque *Barracuda*. Il a pour objectifs :

Le soutien à l'exploitation du parc des chaufferies nucléaires embarquées en service

Le réacteur reproduira le fonctionnement des chaufferies embarquées, en éprouvant les matériels dans des conditions d'endurance supérieures à celles existant réellement. Il contribuera

ainsi à améliorer leur disponibilité opérationnelle et à démontrer leur sûreté.

La qualification du combustible et des cœurs de chaufferies embarquées, actuelles et futures

La qualification thermomécanique des combustibles et la validation des codes simulant le comportement des cœurs en irradiation sont indispensables pour optimiser et améliorer les performances des chaufferies, tout en garantissant leur sécurité d'exploitation.

La mise au point et la qualification de concepts technologiques innovants, notamment pour le *Barracuda*

C'est sur le RES que reposent la satisfaction des performances et la qualification des innovations du *Barracuda*, notamment :

- Les performances du cœur (taux d'irradiation, durée de vie...) ;
- l'architecture du bloc chaudière (supportage, radioprotection par des piscines fixes et mobiles) ;
- le contrôle commande et l'interface homme-machine.

Lancé en 2001, le programme *Barracuda*, piloté conjointement par la DGA et le CEA, vise à remplacer les six navires de la classe *Améthyste* actuellement en mer. Le mode de propulsion sera de type hybride électrique / turbine à vapeur, alimenté par une chaufferie nucléaire.

Le réacteur d'essais a été conçu sur la base d'une chaufferie compacte de type K15.

La majeure partie de l'innovation réside dans son instrumentation qui est étoffée afin de prendre en compte des besoins accrus de qualification du combustible et des cœurs. En outre, sa conception est modulaire, afin de qualifier des concepts technologiques innovants.

L'instrumentation du RES

Afin d'assurer la validation des codes de calcul de neutronique et de radioprotection, et d'améliorer la simulation du comportement des cœurs en évolution, le RES est doté de systèmes d'instrumentation complémentaires : instrumentation en réacteur (instrumentation interne du cœur ou instrumentation *in core*) et instrumentation en piscine (banc de gammamétrie). Dans le réacteur, l'instrumentation interne du cœur permet de cartographier en temps réel le flux de neutrons, tout au long de l'irradiation, grâce à des sondes très innovantes. Elle couvre une large gamme de flux neutroniques avec une linéarité exceptionnelle. Elle fournit cependant une mesure relative ; c'est pourquoi elle est complétée par un banc de spectrométrie gamma, localisé dans la piscine. L'expérimentation du premier cœur du RES, baptisée « expérience Hippocampe », permettra la qualification des codes, la validation en vraie grandeur des cœurs du programme *Barracuda*, la qualification complète du combustible nucléaire utilisé à partir de ce cœur, ainsi que la qualification de matériaux pour le futur.

Avancement du chantier

Le chantier a représenté :

- Plus de 2 millions d'heures productives ;
- environ 20 000 m³ de béton armé et plus de 4 000 t d'armatures ;
- quelque 450 km de câbles électriques et 40 km de tuyauteries.

Les étapes majeures de la construction du réacteur RES ont été franchies :

- En 2005 : la mise en place dans le bâtiment réacteur de l'enceinte de confinement de 800 t et la mise en place de la dalle préfabriquée de 430 t, couvrant le bâtiment du réacteur (fig. 8) ;
- en 2007 : la mise en place de la cuve du réacteur dans le puits de l'enceinte de confinement ;
- en 2009 : la première mise sous tension de l'usine électrique du réacteur ;
- en 2010 : la pose du générateur de vapeur et le début des essais de démarrage de l'installation.



Fig. 8. Le chantier du RES, avec la mise en place de l'enceinte de confinement métallique.

La piscine d'entreposage des combustibles irradiés

Indispensable à l'exploitation du réacteur, la piscine d'entreposage des combustibles irradiés complète le dispositif d'entreposage des éléments irradiés de la propulsion nucléaire navale (piscines des ports de l'Île Longue, Toulon et Cherbourg). Elle accueillera également des éléments irradiés des réacteurs expérimentaux du CEA.

La piscine d'entreposage et d'examen des combustibles comporte un canal de servitude, un canal de transfert et deux canaux destinés à l'accueil des éléments combustibles. L'eau assure le refroidissement des cœurs et la protection contre les rayonnements. Chaque canal d'entreposage peut contenir l'équivalent d'une dizaine de cœurs du porte-avions. Après une dizaine d'années de séjour en piscine, les combustibles irradiés rejoindront d'autres dispositifs d'entreposage à long terme.

Le « canal de servitude » permet d'effectuer des contrôles et des mesures expérimentales sur les combustibles. Son principal dispositif expérimental est le banc de gammamétrie mesurant le taux d'irradiation des éléments combustibles après leur passage dans le réacteur.

La piscine d'entreposage a été mise en service en octobre 2005. AREVA TA en assure l'exploitation technique opérationnelle. Les premiers éléments combustibles ont été transférés début 2006.

Le RES et son environnement

L'installation nucléaire de base secrète de la propulsion nucléaire (INBS-PN) du CEA/Cadarache regroupe l'ensemble des moyens d'essais et de soutien nécessaires aux missions de la Direction de la propulsion nucléaire de la Direction des applications militaires du CEA.

Les activités liées à l'exploitation d'installations nucléaires produisent des effluents liquides et gazeux qui font l'objet de traitements appropriés : gestion et traitement dans des stations spécialisées des effluents liquides radioactifs, filtration à très haute efficacité des effluents gazeux. Après autorisation, ceux-ci sont périodiquement rejetés. La mise en œuvre du réacteur d'essais du programme RES est prise en compte dans les nouvelles autorisations de rejet d'effluents radioactifs du CEA/Cadarache.

L'évaluation de ces rejets en situation normale a été calculée pour l'ensemble de l'installation.

Comme toute installation nucléaire de base, le RES a fait l'objet d'un dossier de sûreté présenté à l'approbation du Directeur de la Sûreté nucléaire de défense. Ce dossier comprend, notamment, une évaluation de l'impact radiologique des rejets gazeux et liquides annuels en situation normale. Cette évaluation est faite à l'aide de codes de calcul qui tiennent compte du régime des vents autour de Cadarache et des habitudes alimentaires des populations voisines du site.

Ces codes fournissent une évaluation des impacts par voies atmosphérique, aquatique et terrestre. Compte tenu des dispositions prises dès la conception et lors de l'exploitation, les doses pouvant être reçues par les populations proches de l'installation sont très faibles et respectent les normes en vigueur. Ainsi, la dose maximale due à l'installation est évaluée à 0,0006 mSv/an. Ce chiffre est à rapprocher de la moyenne de la radioactivité naturelle en France qui est de 2,4 mSv/an.

Les réacteurs expérimentaux : des outils au service de la recherche fondamentale, de l'industrie et de la santé. Diffraction de neutrons, production d'isotopes, activation neutronique, neutronographie et dopage de semi- conducteurs

Ainsi qu'il a été indiqué plus haut, les réacteurs expérimentaux sont avant tout des outils, et il est vite apparu que les neutrons qu'ils produisaient pouvaient avoir de multiples applications, en dehors du nucléaire proprement dit. Les domaines d'application les plus notables sont explicités ci après.

La recherche fondamentale

Toujours désireuse de disposer d'outils de haute performance, cette dernière a très tôt entrepris d'utiliser les neutrons des réacteurs expérimentaux pour l'étude de la matière ; en effet, les neutrons ont des propriétés de pénétration et d'interaction qui permettent d'explorer la matière à l'échelle de l'atome et de la molécule.

Ces propriétés ont donné lieu au développement de réacteurs spécialisés très performants mis en œuvre pour étudier la physique du solide, le magnétisme, les structures cristallines, la physico-chimie moléculaire et macromoléculaire, la biochimie et la biologie.

La diffusion et la diffraction de neutrons comme outils d'exploration de la matière

Le rayonnement neutronique

La diffraction neutronique est une méthode d'étude de la structure de la matière. Au cours des cinquante dernières années, elle est devenue une technique indispensable à la recherche. Les neutrons possèdent, en effet, des propriétés uniques qui en font un outil privilégié pour explorer la matière condensée (correspondant aux deux phases génériques denses : l'état solide et l'état liquide, ainsi qu'à toutes les formes de matière intermédiaire – « matière molle ») :

- Ne portant pas de charge électrique, les neutrons peuvent interagir directement avec le noyau de l'atome. Ils possèdent ainsi un grand pouvoir de pénétration et peuvent sonder la totalité des atomes d'un échantillon massif ;
- deux isotopes d'un même élément (non distinguables par leurs propriétés chimiques) auront des interactions différentes avec les neutrons : cette propriété est à la base des mesures différentielles par substitution isotopique (hydrogène/deutérium, par exemple) ;

- compte tenu de la proximité des masses neutron/proton, les neutrons permettent une visualisation des atomes légers beaucoup plus facilement que les rayons X. Cela rend ainsi possible la localisation de l'hydrogène dans les cristaux moléculaires ou l'utilisation des neutrons comme moyen de contrôle non destructif ;

- compte tenu de leur masse au repos, les neutrons thermalisés (vitesse comprise entre 500 et 10 000 m/s) peuvent interagir avec des échantillons de matière selon des longueurs d'onde comparables aux distances inter-atomiques (entre 0,1 et 20 nm), ce qui permet de mesurer les distances entre les atomes et de déterminer la taille des molécules ;

- les neutrons thermalisés possèdent également une énergie cinétique du même ordre de grandeur que l'énergie des mouvements atomiques dans les solides et les liquides (entre 0,1 et 100 meV), ce qui permet d'extraire, par interaction neutron / échantillon, des informations sur les modes de vibration interne de la matière (les phonons) ;

- enfin, le neutron, bien que dépourvu de charge électrique, porte un moment magnétique propre ($\text{spin}^* 1/2$) qui en fait un outil idéal, pour déterminer, par interaction, la structure magnétique intrinsèque d'échantillons.

La plupart de ces propriétés relèvent de la mécanique quantique. Pour pouvoir les exploiter, il est nécessaire de produire des neutrons, de les préparer dans des états bien définis (faisceaux monochromatiques), de les diriger sur des échantillons de matière, et, enfin, de collecter et analyser les neutrons diffusés.

En interagissant avec la matière, un neutron pourra ainsi voir modifier sa direction de propagation, son énergie, ainsi que l'orientation de son spin :

À partir d'un faisceau incident de neutrons monodirectionnels, la diffusion par l'échantillon donnera naissance à des faisceaux secondaires dont la direction dépend de l'organisation des atomes. C'est ce que l'on appelle la « diffraction » ou « diffusion élastique » qui permet, par exemple, de reconstituer la nature d'un édifice cristallin.

De surcroît, analysée aux petits angles, la diffraction des neutrons permet de remonter à des hétérogénéités à l'échelle nanométrique (p. ex. : contraintes résiduelles dans une pièce mécanique, précipités dans un réseau cristallin, etc.).

L'interaction avec les atomes (qui, dans les solides, vibrent autour de leurs positions d'équilibre) peut également conduire à un changement d'énergie des neutrons : c'est le phénomène de « diffusion inélastique ». En mesurant et analysant ces changements, on peut remonter à la dynamique des atomes. Enfin, l'interaction avec les atomes peut conduire à une inversion de spin des neutrons (par interaction avec les moments magnétiques des atomes) : c'est le phénomène de « diffusion magnétique ».

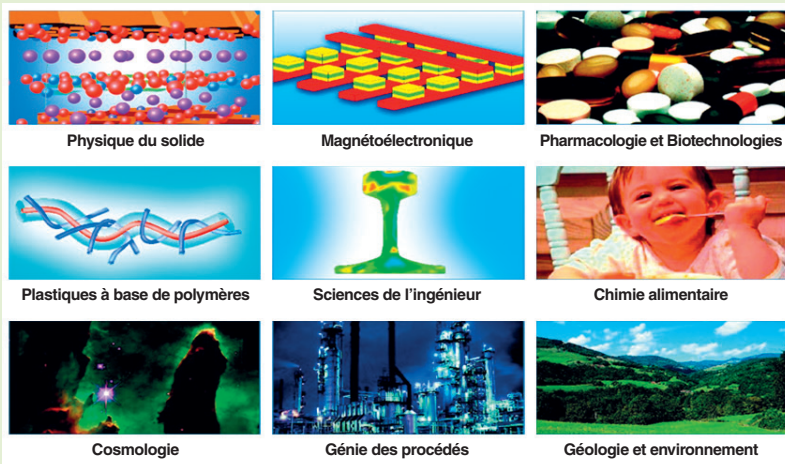


Figure 9. Les secteurs d'application des faisceaux de neutrons.

On pourra ainsi mesurer la structure magnétique d'un échantillon par diffusion élastique, puis les excitations magnétiques par diffusion inélastique. La technique permet même de remonter à la densité de moment magnétique, à l'échelle atomique.

L'ensemble de ces possibilités ouvre un champ d'investigation quasi illimité aux chercheurs de la matière (dans toutes les disciplines : physique, chimie, sciences du vivant...) mais requiert des installations spécifiques pour sa mise en œuvre (fig. 9).

Les réacteurs à faisceaux de neutrons

Sur le centre CEA de Saclay, les premières expériences de diffusion neutronique ont été réalisées sur les réacteurs EL2 (2,4 MW ; divergence : 1952 ; arrêt : 1965) puis EL3 (18 MW ;

divergence : 1957 ; arrêt : 1979) qui ont pris la suite de la première pile française, le réacteur ZOÉ de Fontenay-aux-Roses (divergence : 1948 ; arrêt : 1974).

À cette fin, on a utilisé des réacteurs expérimentaux polyvalents (dédiés, en particulier, à l'étude des combustibles destinés aux différentes filières de réacteur électrogènes) pour extraire du cœur des faisceaux de neutrons, ramenés « à sec » sur des aires expérimentales, à l'extérieur de la piscine du réacteur.

Avec la spécialisation croissante des disciplines, des réacteurs expérimentaux dédiés à la recherche fondamentale (c'est-à-dire aux applications scientifiques des neutrons) sont apparus à partir des années 60 : aux États-Unis (HFBR – 60 MW, 1965 – puis HFIR – 100 MW, 1966) puis en Europe (réacteur franco-allemand RHF, à Grenoble (58 MW, 1971), (fig. 10).

Le réacteur à haut flux de Grenoble, exploité par l'Institut Laue-Langevin, dans le cadre d'un partenariat multinational, représente aujourd'hui la source continue de neutrons la plus performante au monde. En complément, en Europe, l'importance des besoins de la communauté scientifique des neutrons a conduit à la réalisation de plusieurs sources nationales, en particulier l'installation ORPHÉE/LLB, à Saclay (14 MW, 1980), et, plus récemment, FRM-II, en Allemagne (TUM, 20 MW, 2004).

Chacune de ces installations s'appuie sur un réacteur expérimental à faisceaux sortis, exploité comme source de neutrons, et une équipe d'expérimentation en charge du développement et de l'exploitation des spectromètres des aires expérimentales. Dans le cas d'ORPHÉE/LLB, l'exploitation du réacteur est prise en charge par la Direction de l'énergie nucléaire (DEN), et la partie expérimentale par une unité mixte CEA/CNRS, le Laboratoire Léon Brillouin (intégré à la Direction des sciences de la matière du CEA).

Associés aux premières sources à spallation (voir, *infra*, p. 135-144, le chapitre intitulé « Les réacteurs expérimentaux dans le monde », ainsi que l'encadré, *infra*, p. 23 : « Sources de neutrons pulsées et réacteurs de recherche »), ces installations constituent l'ossature technologique pour répondre aux besoins de la communauté scientifique et contribuent ainsi au maintien d'une avance forte de l'Europe dans les disciplines de l'investigation neutronique.

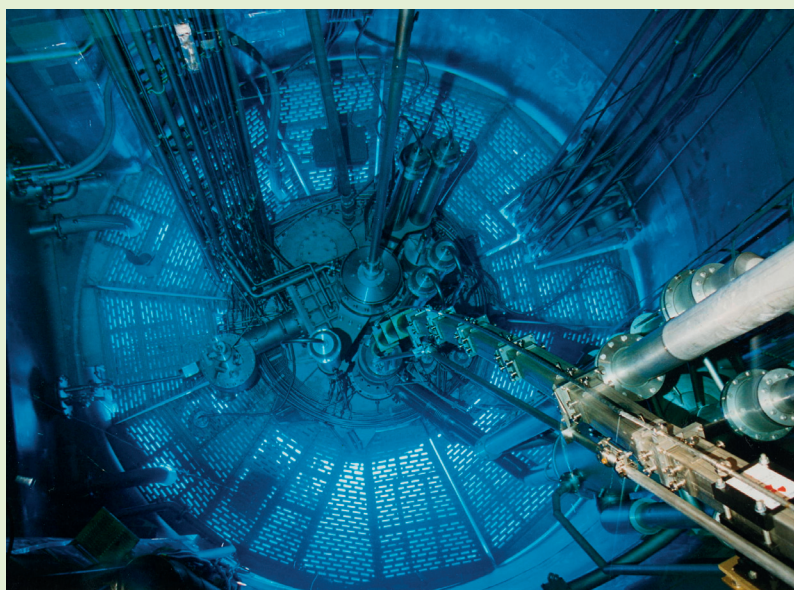


Fig. 10. Vue par le dessus du cœur du réacteur à haut flux de l'Institut Laue-Langevin (Grenoble).



Fig. 11. Une coupe du réacteur ORPHÉE.

Le réacteur de recherche ORPHÉE, à Saclay

Le réacteur ORPHÉE, conçu par les équipes du CEA Saclay et de la société Technicatome (aujourd'hui, intégrée au groupe AREVA), fonctionne sur le centre de Saclay depuis 1980.

L'installation est organisée autour d'un cœur compact, de puissance 14 MW, à combustible à plaques, immergé au centre d'une piscine (concept de pile piscine à eau légère). L'ensemble, ainsi que le circuit de refroidissement du cœur, sont regroupés à l'intérieur de l'enceinte de confinement du réacteur (fig. 11).

La conception d'ORPHÉE a bénéficié du retour d'expérience des installations précédentes, EL3 et RHF pour les réacteurs à faisceaux sortis, et SILOÉ et OSIRIS pour les piles piscine. Elle a répondu à trois impératifs : un coût modéré, une sûreté renforcée, ainsi que la recherche de performances excellentes (de manière à exploiter au mieux les neutrons produits au cœur du réacteur).

Les caractéristiques générales de l'installation ont été fixées de manière à permettre la sortie d'un grand nombre de faisceaux de neutrons.

Le cœur du réacteur, logé dans un petit caisson de 25 x 25 cm et de 90 cm de hauteur, est composé d'un bloc central de béryllium entouré des éléments combustibles (fig.12).

Le cœur, refroidi et modéré à l'eau légère, est placé au centre d'une cuve d'eau lourde qui joue, à la fois, le rôle de modéra-

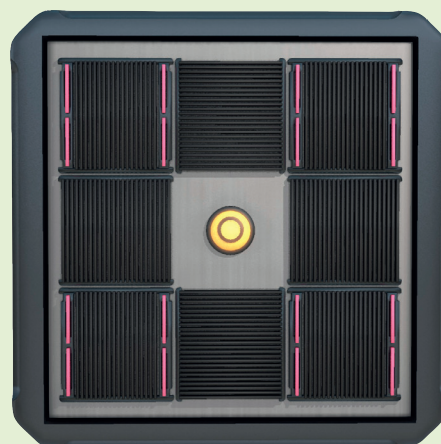


Fig. 12. Le cœur du réacteur ORPHÉE est particulièrement compact, ce qui donne au réacteur des performances neutroniques élevées.

teur* et de réflecteur* des neutrons (ce qui contribue à l'économie neutronique du cœur et à la fourniture d'un flux élevé de neutrons thermiques pour les applications scientifiques (3.10^{14} n.cm⁻².s⁻¹) [fig. 13].

Les qualités neutroniques de faible absorption et de grande longueur de diffusion de l'eau lourde garantissent la disponibilité d'un volume expérimental important pour prélever les neutrons et les diriger vers les aires expérimentales. À cette fin, des canaux horizontaux en aluminium (« doigts de gant ») pénètrent dans la cuve à eau lourde jusqu'à environ 40 cm du

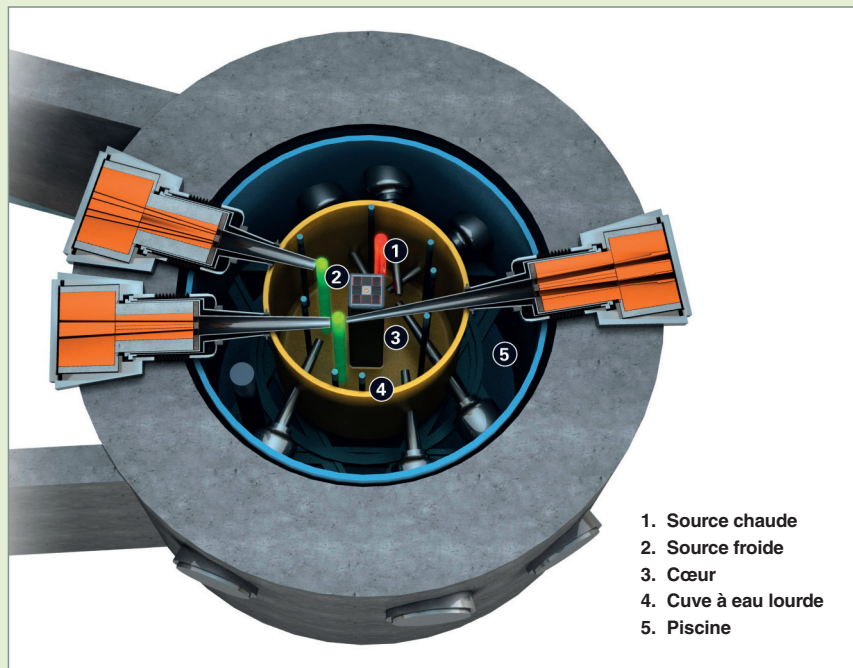


Fig. 13. Le réacteur ORPHÉE, vu de dessus.

cœur, pointant vers la zone où le flux thermique est maximal (dans des directions tangentielles au cœur, pour éviter la sortie de neutrons rapides et de rayonnements γ).

La hauteur du cœur permet de disposer simultanément, sur trois niveaux, neuf doigts de gant horizontaux de grande section. Ceux-ci permettent, à leur tour, d'extraire de la piscine du réacteur vingt faisceaux de neutrons, dirigés vers vingt-six aires expérimentales.

Le flux de neutrons entretenu dans la cuve à eau lourde contient essentiellement des neutrons thermalisés d'environ 25 milli-électron volts (meV) d'énergie. Afin de disposer, pour les expériences, de neutrons, soit de faible énergie (inférieure à 5 meV), soit d'énergie élevée (supérieure à 100 meV), on fait appel à des modérateurs « secondaires ». Ces dispositifs, positionnés dans la cuve à eau lourde, permettent de modifier localement le niveau d'énergie des neutrons (tableau 2).

Ainsi, deux sources froides alimentent, par l'intermédiaire de trois canaux, huit faisceaux froids fournissant dix-neuf des vingt-six aires expérimentales de l'installation.

Chaque source froide est constituée d'une cellule-gourde, contenant de l'hydrogène liquide à 20 K (- 253 °C), placée

Tableau 2

Caractéristiques des neutrons produits par ORPHÉE				
	Énergie	Vitesse associée	Longueur d'onde (Å)	Température d'équilibre
Neutrons issus des fissions dans le cœur	2 MeV	20 000 m/s	2.10^{-4}	Hors équilibre thermique
Neutrons thermiques	0,025 eV	2 200 m/s	1,8	300 K
Neutrons froids (sources froides)	0,002 eV	600 m/s	6,8	20 K
Neutrons chauds (source chaude)	0,120 eV	4 800 m/s	0,8	1400 K

dans une enceinte de sécurité maintenue sous vide.

De même, une source chaude, composée d'un bloc de graphite porté à environ 1 400 K (1127 °C), sous l'effet du dépôt de la puissance γ du cœur, permet d'alimenter quatre faisceaux de neutrons chauds.

Une sélection plus fine des neutrons utiles est effectuée dans un second temps : un appareil monochromateur prélève dans le faisceau les neutrons dont la longueur d'onde se situe à l'intérieur d'une bande donnée, afin de les diriger sur l'échantillon à étudier. Les autres neutrons du faisceau (environ 90 et 99 % de l'ensemble) traversent le monochromateur et sont absorbés dans des matériaux spécifiques (les

« beam catchers »). Le point d'aboutissement du dispositif est constitué par les diffractomètres (mesure des changements de directions des neutrons) et spectromètres (mesure des niveaux d'énergie des neutrons) installés autour de chaque poste expérimental.

Les aires expérimentales (fig. 14) sont aménagées soit dans une zone spécifique, autour de la piscine réacteur, dans l'enceinte du réacteur, soit dans un hall expérimental (« hall des guides »), beaucoup plus vaste, attenant à l'enceinte réacteur. Pour ce second cas, on utilise un dispositif spécifique, les guides de neutrons, pour transporter les faisceaux de neutrons sur plusieurs dizaines de mètres. Les guides de neutrons (blocs de verres creux recouverts d'une multicouche de nickel) permettent la propagation de faisceaux très faiblement incidents, selon un principe analogue à celui d'une fibre optique.

En complément de sa fonction scientifique première, ORPHÉE est également une installation destinée à la réalisation d'applications dirigées vers l'industrie ou la médecine.

Ainsi, l'un des faisceaux de neutrons permet, depuis l'origine du réacteur, d'assurer une mission de contrôle non destructif par **neutronographie*** des composants pyrotechniques pour l'industrie spatiale (fusées Ariane).



Fig. 14. Le hall expérimental du réacteur ORPHÉE, avec ses guides de neutrons, au premier plan.

En piscine, neuf canaux verticaux permettent, pour quatre d'entre eux, une analyse par activation, et, pour cinq d'entre eux, la production de radioéléments (p. ex. : iridium, tantale pour la médecine) ou le dopage de lingots de silicium (transmutation Si/P) pour l'industrie des semi-conducteurs.

En trente ans environ d'exploitation, le réacteur ORPHÉE (qui fonctionne actuellement sur la base de quelque 200 jours/an) s'est avéré une installation fiable, à la fois très robuste (dans ses bases de sûreté et sa simplicité de conception), et très flexible (dans ses possibilités expérimentales). L'installation a connu deux réexamens de sûreté, à la fin des années 90, et en 2008-2010. L'adaptation constante des potentialités au niveau des aires expérimentales a permis à ORPHÉE / LLB de rester à la pointe de nombreuses disciplines neutroniques, tout en assurant la formation de générations successives de jeunes chercheurs aux techniques neutroniques.

Aux côtés du synchrotron SOLEIL (mis en service en 2006 sur le plateau de Saclay), l'installation ORPHÉE participe à l'osmature des moyens technologiques mis à disposition sur le plateau de Saclay, qui est appelé à devenir l'une des plus importantes concentrations de moyens de recherche et d'enseignement supérieur en France.

Sources de neutrons pulsées et réacteurs de recherche

Les réacteurs de recherche sont d'excellentes sources de neutrons intenses, mais il existe d'autres procédés permettant d'extraire les neutrons des atomes. L'un d'eux est la spallation, qui consiste à bombarder une cible faite d'un élément lourd, comme le tungstène, avec des particules de très haute énergie produite par un accélérateur (typiquement des protons ayant une énergie de l'ordre du GeV). Lors de ce choc très violent, certains constituants des noyaux de la cible sont éjectés ; parmi eux, on trouve un grand nombre de neutrons. Ce type de source est généralement pulsé et permet, pendant des temps très courts, d'atteindre des flux de neutrons très intenses. Même si, jusqu'à présent, les flux moyens de ces sources sont très inférieurs à ceux des réacteurs, ces dernières restent intéressantes pour l'étude de la matière condensée. En effet, la structure temporelle de l'émission des neutrons permet d'en déterminer aisément la longueur d'onde par temps de vol et, contrairement aux expériences installées sur réacteur, il n'est alors plus nécessaire d'utiliser un monochromateur absorbant une grande partie du faisceau disponible. Un autre intérêt de ces sources réside dans le fait que la chaleur à évacuer par neutron produit dans la cible est environ sept fois moindre que dans un réacteur ; son refroidissement est plus facile à réaliser. Cependant, le puissant accélérateur de particules qu'elles requièrent rend leur mise au point délicate et leur exploitation onéreuse.

Quelques pays phares se sont récemment lancés dans la construction de nouvelles sources à spallation de fortes puissances. Ainsi, les États-Unis ont démarré SNS à Oak-Ridge, en 2006. D'une puissance de 2 MW, elle est actuellement la source pulsée la plus intense au monde, et les appareils de diffusion de neutrons qui l'équipent pourraient bientôt dépasser les performances de ceux installés sur le réacteur de référence actuel, le RHF à Grenoble. En 2008, le Japon démarrait à son tour J-PARC, une source de 1 MW. Elle se caractérise par le partage d'un faisceau de protons de haute énergie entre plusieurs cibles différentes, de façon à en répartir les coûts d'exploitation. La Chine a également démarré un projet de construction d'une source plus petite, CSNS, qui devrait voir le jour près de Shanghai.

De son côté, l'Europe peut compter sur la source anglaise ISIS, près d'Oxford. Elle a été récemment modernisée avec l'inauguration, en 2008, d'une deuxième cible spécialisée dans l'utilisation des neutrons de grande longueur d'onde. En terme de flux, elle reste néanmoins très en retrait, par rapport à la source américaine (fig. 15).

Un projet très ambitieux de nouvelle source très intense (5 MW) existe également ; c'est le projet ESS (*European Spallation Source*). S'il voit le jour, il devrait permettre à l'Europe de disposer, à son tour, d'une source à spallation de tout premier plan.



Fig. 15. Vue aérienne d'ISIS, la source pulsée anglaise située aux « *Rutherford Appleton Laboratories* », à Didcot, près d'Oxford. On distingue, au premier plan, les deux halls expérimentaux contenant chacun une cible différente.

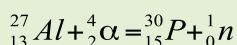
La production de radioéléments à usage médical et industriel

Pour la réalisation de ces radioéléments, dans la plupart des cas, il n'est pas fait appel à des réacteurs spécifiques, les réacteurs expérimentaux, dans un large éventail de types de réacteurs et de puissances, produisant, en effet, des radioéléments artificiels pour des usages multiples, en parallèle avec la réalisation de leurs programmes expérimentaux. Un domaine a tout particulièrement pris de l'importance : c'est celui des radioéléments à usage médical, en raison de son impact social. Les radioéléments ainsi produits sont utilisés soit pour établir des diagnostics médicaux, soit pour réaliser des soins directement, par destruction des cellules malignes.

La production de radionucléides artificiels

La découverte

La découverte de la radioactivité artificielle, en 1934, a valu à Frédéric Joliot le prix Nobel de Physique. Le premier **radionucléide*** artificiel (RA), encore appelé « isotope radioactif », a été obtenu en soumettant une feuille d'aluminium au rayonnement α d'une source de polonium naturel. Il s'agissait d'un phénomène de transmutation : processus conduisant à créer un atome final d'une espèce chimique différente de celle de l'atome initial. Ici aluminium en phosphore, instable, qui se désexcite en silicium stable par émission d'un rayonnement β^+ . La réaction nucléaire s'écrit :



La production des radionucléides artificiels

Les principaux outils de production des RA sont les réacteurs nucléaires et les accélérateurs (cyclotrons ou accélérateurs linéaires). Les premiers sont généralement utilisés pour la production des RA à neutrons excédentaires ; les seconds, à neutrons déficitaires. On estime qu'environ 50 réacteurs nucléaires et 300 accélérateurs répartis dans 30 pays produisent régulièrement des RA en 2011.

La plupart des accélérateurs sont exploités par des sociétés privées, principalement pour des usages médicaux. En revanche, la quasi-totalité des réacteurs nucléaires produisant des RA ont une finalité de recherche ou d'enseignement et sont exploités par le secteur public.

En réacteur, deux voies de production sont possibles :

• La production de radionucléides par activation

La cible à irradier est généralement constituée d'un produit pur (poudre, fil...) encapsulé dans une ampoule de quartz insérée dans un tube de protection en aluminium serti ou soudé. Ce tube cylindrique long d'une dizaine de cm et de diamètre standard $\varnothing = 2,5$ cm (« tube RA ») permet la manipulation à distance : insertion et retrait du réacteur, puis récupération en cellule chaude. Le produit « activé » est ensuite purifié, fractionné et conditionné pour expédition chez l'utilisateur final.

Plus d'une centaine de RA différents peuvent être produits par activation. S'agissant d'une capture neutronique, le rendement de production est directement proportionnel au niveau du flux neutronique et à la durée d'irradiation. Celle-ci doit être la plus courte possible pour limiter l'activation d'isotopes secondaires, qui constituent des impuretés indésirables.

• La production de radionucléides artificiels par fission

La cible à irradier est constituée d'uranium. Le RA est un produit de fission (PF). Chaque fission conduit à une vingtaine de PF en moyenne, chacun ayant un rendement de 5 % environ.

La séparation sélective des PF utilisables nécessite un atelier de radiochimie. Le coût élevé de ce procédé le réserve à des

applications à l'échelle industrielle, par exemple médicales. Pour obtenir des rendements de production satisfaisants et limiter le volume des déchets, il est nécessaire d'utiliser des cibles en uranium enrichi en U 235.

Les contraintes d'exploitation (refroidissement des cibles, très haute radioactivité, emballages de transport volumineux...) réservent la production de RA à usage médical par fission à un nombre réduit de réacteurs (six en 2009).

L'utilisation des radionucléides artificiels dans l'industrie

De nombreux secteurs de l'économie, notamment l'industrie et la médecine, utilisent couramment les RA produits en réacteur. Les RA pour applications industrielles sont généralement à période longue et fournis sous forme de sources scellées. On distingue, généralement, quatre segments d'application :

• L'instrumentation nucléaire

Il s'agit d'appareils de mesure comportant des sources radioactives émettrices en α , β , γ , neutrons ou RX : jauges d'épaisseur, instrumentation de sécurité (détecteurs d'explosifs...), mesures de polluants, détection de nappes pétrolifères, capteurs de niveau, etc.

Principaux isotopes : **C 14, Fe 55, Ni 63, Kr 85, Pm 147, Tl 104, Am 241, Cf 252.**

• La radiostérilisation

Il s'agit d'utiliser des RA à forte activité spécifique, en particulier le **Co 60***, pour la stérilisation du matériel médical, l'irradiation des aliments, pour améliorer leur qualité hygiénique, la vulcanisation des matières plastiques.

À noter que le Co 60 de haute activité spécifique n'est pratiquement plus produit en réacteur de recherche, mais en réacteur de puissance (Inde, Canada, Russie) : les barres de commande en cobalt sont ainsi recyclées.

• Les traceurs radioactifs

Un traceur radioactif mélangé à une même substance naturelle, présenté dans un procédé, permet d'en détecter l'efficacité, les transferts de matière, les dosages, etc. On utilise ces traceurs dans les laboratoires de chimie, l'industrie pétrolière, l'extraction des minerais, le transfert des sédiments dans les estuaires...

Principaux isotopes : **H 3 (tritium), C 14, Na 24, Au 198.**

• Les contrôles non destructifs

La principale application de ce segment est le contrôle de pièces épaisses pour lesquelles les RX ne sont pas assez pénétrants : soudure de pièces en chaudronnerie, fonderie, aéronautique, génie civil...

Le principal isotope utilisé est **Ir 192**. À noter également l'imagerie aux neutrons, avec **Cf 252**.

Il faut, enfin, citer les systèmes au **Po 210**, en vue d'éliminer l'électricité statique dans les processus de fabrication de papier, films plastiques, etc.

Le secteur industriel représente le plus grand volume de radioactivité artificielle produite en réacteur. Pour des raisons de sécurité publique, la tendance est à remplacer, partout où c'est possible, les techniques industrielles à base de sources radioactives pour limiter le risque d'utilisations malveillantes.

L'utilisation des radionucléides artificiels dans le secteur médical

Les applications médicales des RA recouvrent deux domaines : le diagnostic et la thérapie. En France, plus de 200 hôpitaux sont équipés d'un service de médecine nucléaire, dont les RA constituent le produit de base.

Techniques de diagnostic

L'imagerie nucléaire permet d'obtenir des informations sur le fonctionnement de nombreux organes. C'est une technique non invasive qui vient en complément des rayons X ou de l'imagerie par résonance magnétique, qui fournissent surtout des images anatomiques. L'imagerie nucléaire s'applique à de très nombreuses pathologies : cancer, troubles cardiovasculaires et cérébraux, pathologies osseuses, maladies infectieuses...

Principaux isotopes : **Tc 99m, I 131, Xe 133, H 3, C 14, Ru 97, I 125.**

80 % des examens sont effectués à l'aide de Tc 99m. Cet isotope émetteur γ de 140 KeV, d'une période de six heures, est issu de la décroissance du Mo 99. Les valences chimiques du molybdène permettent de l'incorporer à de nombreuses molécules « vecteurs ». Ces molécules sont administrées *in vivo* ; le rayon γ est détecté par une caméra TEMP (ou SPECT¹) et permet une localisation précise de la pathologie à 1 mm près (fig. 16). L'intérêt du Tc 99m, qui disparaît rapidement, est de délivrer une dose de rayonnement faible au patient.

Pour ces examens, les services de médecine nucléaire disposent de générateurs Mo 99 – Tc 99m utilisables une semaine environ (la période du Mo 99 est de soixante-six heures).

On dénombre annuellement plus de 25 millions d'examen Tc 99m dans le monde (1 million, en France).

La production de Mo 99 à grande échelle nécessite trois étapes :

- L'irradiation de cibles d'uranium enrichi en réacteur ;
- la séparation du produit de fission Mo 99 ;
- la purification et le conditionnement en générateurs Mo 99 – Tc 99m.

1. TEMP : tomographie d'émission monophotonique (en anglais, SPECT : Single Photon Emission Computed Tomography).



Fig. 16. Scintigraphie osseuse au Tc 99m.

Début 2011, cinq réacteurs de recherche de forte puissance dans le monde, dont OSIRIS, à Saclay, fournissent plus de 95 % du Mo 99 utilisé dans le monde. Un sixième réacteur, en Australie, doit débiter une production. L'ensemble des techniques alternatives de production du Mo 99, par exemple capture neutronique sur Mo 98, contribuent marginalement aux besoins mondiaux et sont surtout utilisables à l'échelle locale.

Applications thérapeutiques

Il s'agit du traitement de certaines maladies à l'aide de médicaments dits « radiopharmaceutiques » ou de thérapies ciblées qui utilisent la propriété ionisante des rayonnements β et γ .

β : synovite, resténose (pathologie artérielle), soins palliatifs (cancers osseux)... Principaux isotopes : **Y 90, Sr 90, Re 186, Er 169, Cu 64, Sm 153.**

γ : cancers. Principaux isotopes : **Co 60, Ir 192** (utilisés sous forme de sources scellées).

L'avenir des radionucléides artificiels

L'utilisation des RA à grande échelle dans les domaines industriels et médicaux s'est développée depuis une cinquantaine d'année, grâce à la mise à disposition de réacteurs de recherche financés et exploités par les organismes publics. Par ailleurs, divers programmes de recherche utilisent des RA ou nécessitent d'en développer de nouveaux selon les propriétés désirées (type de rayonnement et énergie). Le besoin de production des RA en réacteur à usage industriel et médical restera soutenu, tant que des méthodes alternatives ne pourront les remplacer avec la même efficacité.

Dans le domaine médical, les thérapies par utilisation des rayonnements restent indispensables dans certains domaines (oncologie) où elles complètent d'autres soins. Pour le diagnostic, les perspectives du besoin en Tc 99m sont en augmentation dans le monde entier. Des techniques alternatives d'imagerie existent, telles que la tomographie par émission de positons (TEP), qui nécessitent un cyclotron, mais, à l'heure actuelle, ces techniques, à service égal, sont beaucoup plus coûteuses.

Compte tenu de la situation des principaux réacteurs produisant actuellement du Mo 99, tous âgés de plus de 40 ans, des risques de pénurie prolongée sont à prévoir dans les années à venir. L'émergence de techniques alternatives aux réacteurs prendra au moins plusieurs années : la question de la construction de nouveaux réacteurs principalement dédiés à la production de Mo 99 est donc posée aux pouvoirs publics.

L'analyse par activation neutronique

Cette application est basée sur la mesure des rayonnements émis par les radionucléides formés par bombardement neutronique dans un échantillon quelconque de matière. Elle permet de déterminer avec exactitude la composition de l'échantillon, et cela pour des traces infimes d'éléments, inférieures au microgramme par gramme. La mise en œuvre de cette technique est relativement simple ; elle est réalisée dans bon nombre de réacteurs expérimentaux.

L'activation neutronique : un outil puissant pour la détection des traces

L'analyse par activation neutronique (NAA) est un outil puissant de contrôle non destructif pour la mesure de traces dans des échantillons solides ou liquides, issus de l'environnement, de l'agro-alimentaire, de la métallurgie, de l'électronique, de la pharmacologie... La NAA est basée sur la mesure des rayonnements (gamma, le plus souvent, mais aussi parfois bêta, émis par les radionucléides formés par bombardement neutronique (fig. 17).

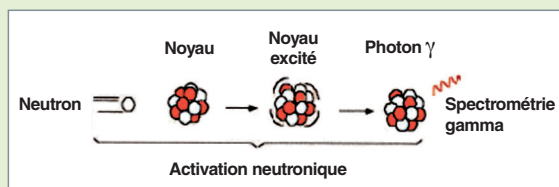


Fig. 17. Le principe de la réaction d'activation neutronique.

La NAA consiste à placer chaque échantillon, avec des échantillons de référence, dans une enveloppe en polyéthylène ultrapure, puis à placer cette enveloppe dans une navette d'irradiation en polyéthylène pour un temps déterminé en fonction des demi-vies des radionucléides, des considérations radiologiques, donc de la composition de l'échantillon. La navette est irradiée et les éléments inclus dans les échantillons réagissent par capture neutronique donnant naissance à des radio-isotopes. L'énergie émise par le radionucléide par décroissance radioactive, et mesurée par spectrométrie γ , indique de quel élément le radio-isotope produit est issu, et l'intensité de la radiation à cette énergie donnée est directement proportionnelle à la quantité de cet élément.

Initialement, la NAA était utilisée conjointement avec des traitements chimiques des échantillons, mais grâce aux progrès de la spectrométrie γ , il est devenu possible de réaliser la plupart des analyses élémentaires sans aucun traitement chimique. C'est pourquoi, on parle plutôt de NAA Instrumentale que de NAA radiochimique.

Le principal avantage de la NAA pour les matrices complexes est que la technique peut être rendue hautement sélective. En effet, lors de l'irradiation, le radio-isotope est produit selon un

rendement décrit par l'équation d'activation et décroît selon un rendement de décroissance lié à sa période. Après un temps t' écoulé depuis la fin de l'irradiation, la radioactivité mesurée est [1, 2] :

$$A = \frac{M C_A \theta N \Phi \sigma_{AB} (1 - e^{-\lambda t})}{M e^{\lambda t'}}$$

- M masse de l'échantillon irradié
- C_A concentration massique de l'élément
- θ teneur isotopique en atome
- Φ flux de neutrons (nombre de particules par unité de surface et de temps)
- N nombre d'Avogadro ($N = 6,023 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$)
- σ_{AB} **section efficace*** de capture de neutron (ou intégrale de résonance dans un flux **épithermique***)
- λ constante de désintégration du radio-isotope
- t temps d'irradiation
- M masse atomique de l'élément

Le flux et l'énergie des neutrons peuvent varier. Plus le flux de neutrons est important, plus les interactions augmentent. Les éléments ayant une section efficace de capture neutronique élevée dans le domaine d'énergie thermique sont très sensibles dans un flux thermique, alors que ceux dont l'**intégrale de résonance*** est élevée sont plus sensibles dans un flux d'énergie épithermique. Avec différents canaux dans deux types de réacteurs (tableau 1), le CEA Saclay offre une large gamme d'irradiations possibles selon l'échantillon à analyser. La majorité des applications de la NAA utilise la réaction (n, γ) , à cause des meilleures sensibilités obtenues généralement par rapport aux réactions (n, p) , (n, α) ou $(n, 2n)$ qui ont un seuil d'énergie et qui ne se produisent normalement qu'avec des neutrons rapides. Certains éléments traces ou mineurs (i.e., P, S, B, Be, Cd) ne sont pas mesurables par la NAA aux neutrons thermiques. Par exemple, pour l'analyse d'échantillons biologiques, certains produits de réactions (n, γ) n'émettent pas de raies γ (i.e. S 35, P 32, Ca 45), ou les périodes des radio-isotopes produits sont trop courtes ($< 1 \text{ s}$) ou excessivement longues (400 ans) pour une mesure précise en sensible, ou la section efficace σ de la réaction est trop faible. La limite de détection obtenue en utilisant une réaction (n, γ) spécifique est aussi très influencée par la composition de l'échantillon, car la raie γ mesurée est superposée au front Compton qui résulte de la diffusion inélastique dans le détecteur des raies γ provenant de l'ensemble des radio-isotopes (p. ex. : ^{28}Na , ^{42}K , ^{38}Cl) de l'échantillon. Dans la NAA épithermique, l'échantillon est irradié dans une capsule d'irradiation qui filtre les neutrons thermiques

(tels que le Cd métal ou le B, sous forme de carbure nitrure), de façon à augmenter la sensibilité. Ainsi, un radio-isotope produit par une réaction (n, γ) ayant une intégrale de résonance élevée devant sa section efficace de capture de neutrons thermiques peut être mesurée avec une meilleure limite de détection.

De surcroît, le temps d'irradiation peut lui aussi varier pour améliorer le rendement d'activation de certains éléments ayant des indicateurs radio-isotopiques de courtes ou longues périodes. Pour l'aluminium ou le sélénium, par exemple, les concentrations sont obtenues après quelques minutes. Pour d'autres éléments, un temps de décroissance entre l'irradiation et la mesure de quelques semaines peut être nécessaire. Les différences de périodes des radio-isotopes produits peuvent être exploitées pour différencier les produits analysés dans la matrice de l'échantillon.

Environ 67 éléments peuvent être déterminés à des concentrations de l'ordre de la partie par milliard (ppb), avec une incertitude inférieure à 5 % et une reproductibilité meilleure que 1,5 % pour des échantillons variant de 100 mg à quelques grammes. Trente éléments peuvent être analysés simultanément, sans séparation chimique, quelle que soit la matrice.

Si la sensibilité pour les éléments mineurs et traces dans un grand nombre de matrices, ainsi que la réponse multiélémentaire de l'activation neutronique, sont désormais comparables avec d'autres méthodes spectroscopiques (l'**AAS***, l'**ICP-MS*** et même la **TR-XRF***), la NAA reste intéressante, du fait de son caractère d'autocontrôle et de son adaptation facile à de nombreuses types d'échantillons. [4]. Elle est très utile pour l'analyse d'éléments volatils, halogènes ou éléments « difficiles » comme Au, As et Se, mais certains éléments d'intérêt comme Pb, Nb, Y sont mieux déterminés par d'autres techniques.

L'inventaire des applications de la NAA est très large, mais des tendances peuvent être identifiées. Au-delà des applications historiques (géologie, archéologie), c'est au tour des sciences de l'environnement (pollution de l'air, alimentation, matériaux, inorganiques, eau) d'utiliser largement la NAA pour l'analyse d'échantillons, au travers de programmes de banques de données environnementales ou de biomédecine (traceurs de tissus, corrosion des implants), (fig. 18). L'analyse de matériaux technologiques ultra-purs comme les catalyseurs, ou les semi-conducteurs (Si, C pour le photovoltaïque) a besoin de la précision de la NAA. Actuellement, la NAA est utilisée pour l'expertise médico-légale, l'industrie pharmaceutique ou le contrôle sanitaire, en raison de sa rapidité.

Tableau 3

Valeurs des flux de neutrons ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) dans les canaux des réacteurs OSIRIS et ORPHÉE (CEA/Saclay) [3]

Réacteurs	OSIRIS		ORPHÉE		
Canaux	H ₁	H ₂	P ₁ and P ₂	P ₃	P ₄
Neutrons thermiques (E = 0,025 eV)	$0,77 \times 10^{14}$	$1,2 \times 10^{14}$	$1,23 \times 10^{13}$	$1,65 \times 10^{13}$	$2,5 \times 10^{13}$
Neutrons épithermiques (E > 0,1 eV)	$1,9 \times 10^{12}$	4×10^{12}	$6,15 \times 10^9$	$8,25 \times 10^9$	$4,5 \times 10^{10}$
Neutrons rapides (E > 0,5 eV)	$9,6 \times 10^{12}$	$2,3 \times 10^{13}$	$3,5 \times 10^9$	$8,2 \times 10^9$	$1,2 \times 10^{10}$

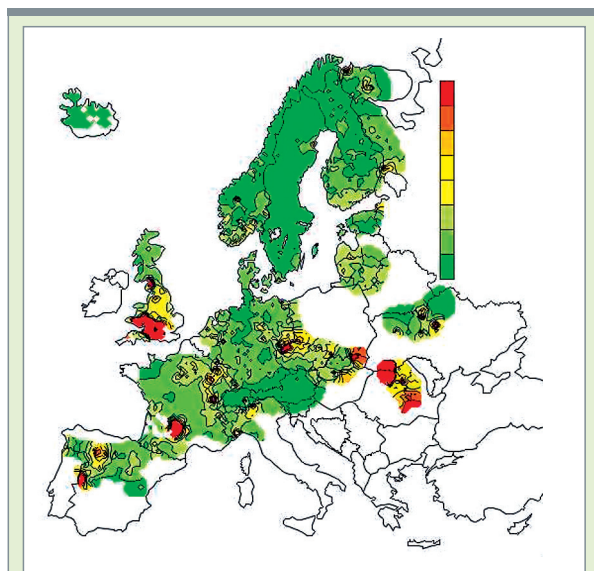


Fig. 18. Un exemple d'application de l'analyse par activation neutronique : l'établissement de la carte des iso-concentrations en arsenic (mg/g) analysées dans les mousses, en Europe (activation dans le réacteur ORPHÉE, à Saclay).

La neutronographie

Il s'agit d'une technique analogue à la radiographie, mais qui met à profit la propriété des neutrons d'être arrêtés par des noyaux légers (hydrogène, bore, lithium...), ce qui permet de « voir » les éléments légers, au travers de matériaux lourds faisant écran (fig. 19).

La neutronographie est mise en œuvre dans les réacteurs expérimentaux pour obtenir des informations sur les échantillons des programmes de qualification de composants, mais également pour réaliser des contrôles non destructifs, à l'échelle industrielle.

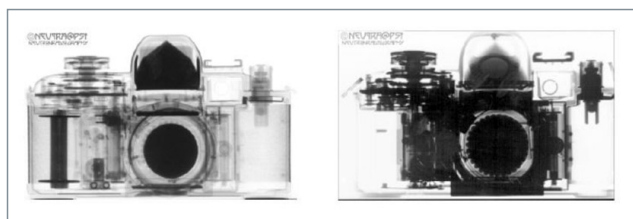


Fig. 19. Un exemple de neutronographie (à gauche) et de radiographie X (à droite) d'un appareil photographique. Les deux techniques sont presque idéalement complémentaires. Alors que la radiographie X permet de voir les atomes lourds, la neutronographie permet de voir les atomes les plus légers, comme l'hydrogène, omniprésents dans les objets qui nous entourent (plastique...).

La production de silicium dopé

L'irradiation de lingots monocristallins de silicium modifie la structure de ce matériau et le rend semi-conducteur ; le silicium ainsi « dopé » est utilisé en électronique industrielle pour les produits de haute qualité, notamment dans l'industrie automobile.

Le dopage du silicium à l'aide de neutrons

La découverte et le principe

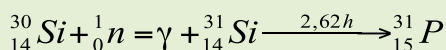
Le silicium, métalloïde semi-conducteur, est utilisé en électronique pour la fabrication de composants actifs ou de détecteurs. Pour ces applications, il est souvent utilisé sous une forme « dopée », par incorporation de quelques parties par million d'un élément chimique : bore (type P : accepteur d'électrons) ou phosphore (type N : donneur d'électrons). On obtient un résultat similaire à un dopage, en irradiant le silicium par des neutrons. Le procédé de dopage par des neutrons a été signalé, en premier, par LARK-HOROVITZ, en 1951, mais son utilisation à cette date était limitée à un petit nombre de projets de recherche et à la production de silicium de très grande résistivité destiné aux détecteurs de particules nucléaires. Le procédé a été développé sur une base industrielle, dans les années 70, au Danemark (Risø), puis en Grande-Bretagne (Harwell).

Le dopage du silicium monocristallin

Pour le silicium de qualité courante utilisé en basse tension, le dopage est effectué dans un four à vide dans lequel se diffuse un gaz chargé de phosphore ou de bore, au cours du processus de fabrication. La qualité de dopage obtenue par ces méthodes est généralement insuffisante, dès lors que de forts courants et tensions traversent les composants électroniques de puissance (tableau 4) : il y a risque de claquage. Il est nécessaire de recourir au dopage du silicium par transmutation neutronique (NTD). Cette méthode permet de créer une impureté, le phosphore qui agit comme donneur d'électrons, de manière particulièrement homogène au sein du silicium (fig. 20).

Le principe du dopage par transmutation neutronique

Le silicium comprend trois isotopes naturels Si 28 (92,2 %), Si 29 (4,7 %) et Si 30 (3,1 %). Sous irradiation, par capture d'un neutron thermique, un atome de Si 30 devient Si 31 instable qui se désintègre en un atome P 31 stable, après émission d'une particule β^- (période radioactive de 2,62 heures). Il y a eu transmutation de silicium en phosphore.



Seule une faible partie des atomes Si 30 – de l'ordre de 1 à 10 ppm – a besoin d'être transmutée pour produire une gamme de résistivités visée (tableau 5). En pratique, les indus-

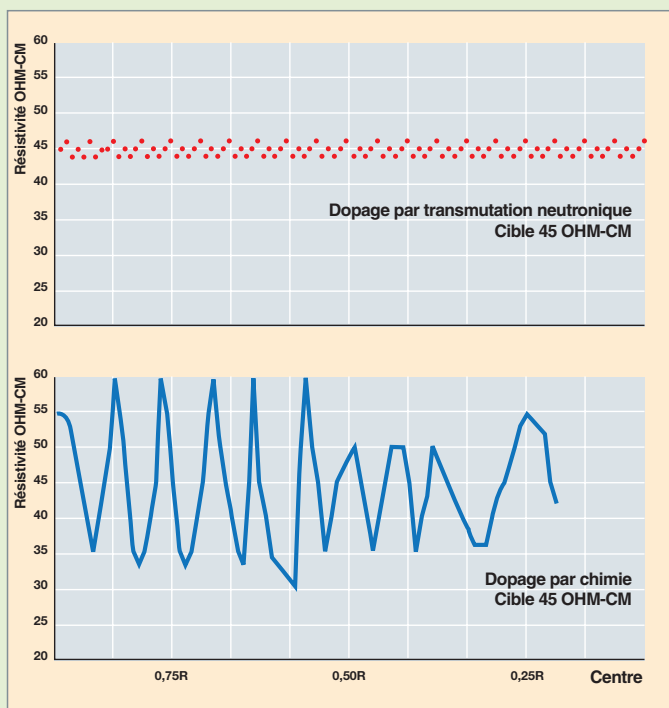


Fig. 20. Variation de résistivité radiale, après dopage neutronique ou chimique.

triels expédient des barreaux de silicium monocristallin de 4 à 8 pouces de diamètre (fig. 21) auprès des réacteurs. Deux types de dispositifs d'irradiation sont utilisés pour assurer l'homogénéité du dopage, tout en s'adaptant aux caractéristiques de chaque réacteur :



Fig. 21. Lingots de silicium.

- Dispositifs rotatifs équipés d'un aplatisseur de flux axial ;
- dispositifs rotatifs et à translation axiale.

Selon les réacteurs et les doses, les durées d'irradiation peuvent varier de quelques heures à quelques jours. Après deux jours de décroissance de radioactivité résiduelle, les barreaux de silicium sont de nouveau manipulables et retournés au client pour une opération

préalable de recuit destiné à réparer certains dommages causés au réseau cristallin par le procédé d'irradiation, puis sont sciés, rodés, gravés, polis et débités en plaquettes.

Le barreau de silicium ultra-pur demeure le seul produit industriel qui, après passage dans un réacteur nucléaire, repart chez le producteur dans son carton d'origine !...

L'utilisation du silicium NTD dans l'industrie

Le silicium et ses applications en micro-électronique font partie de notre vie quotidienne : téléphone cellulaire, carte à puce, micro-ordinateurs, etc. On sait moins souvent que le silicium est également utilisé pour le fonctionnement des appareils domestiques soumis à des tensions et ampérages plus élevés : électroménager, systèmes de climatisation à programmation numérique, ascenseurs, etc., qui nécessitent du silicium NTD. Mais c'est surtout le développement des moteurs électriques à forte puissance qui alimente la demande : trains, tramways, véhicules hybrides ou tout-électrique (fig. 22).

En 2011, une douzaine de réacteurs de recherche sont équipés (tableau 6) pour assurer la demande mondiale estimée à environ 150 tonnes par an. Quatre « fondeurs » de silicium, trois au Japon et un en Europe, se partagent le marché du silicium NTD. Les spectres de neutrons thermalisés sont les plus recherchés pour leur qualité de dopage.

Tableau 4

Silicium NTD : composants électroniques de puissance

Composant de puissance	Application typique
MOSFET	Alimentations pour micro-ordinateurs, téléviseurs, équipements Hi-Fi, commandes pour automobiles, etc.
IGBT	Onduleurs et commandes pour ascenseurs (circuits convertisseurs / inverseurs), moteurs industriels (commandes d'inverseur), climatiseurs, etc.
Thyristors blocables et redresseurs	Onduleurs et commandes pour traction électrique (inverseurs), moteurs industriels (convertisseurs), etc., et réseaux de distribution d'énergie, etc.

Tableau 5

Bandes de résistivité pour composants électroniques

Résistivité (ohm.cm)	Composants
15 à 40	Transistors de puissance Diodes pour l'automobile Thyristors basse tension Piles de diodes
40 à 100	Circuits à couplage de charge Redresseurs commandés au silicium Redresseurs Diodes à avalanche Transistors bipolaires à grille isolée
100 à 1 000	Thyristors de grande puissance Diodes de puissance
5 000 à 20 000	Détecteurs nucléaires

Tableau 6

Principaux réacteurs utilisés pour le dopage du silicium (2009)

D ₂ O / Graphite		H ₂ O	
Australie	OPAL	Belgique	BR 2
Japon	JRR 3M	Pays-Bas	HFR
Norvège	JEEP 2	États-Unis	MURR
France	ORPHÉE	France	OSIRIS
États-Unis	MIT	Afrique du Sud	SAFARI 1
Corée	HANARO	Pologne	MARIA
Allemagne	FRM II		
Belgique	BR 2		

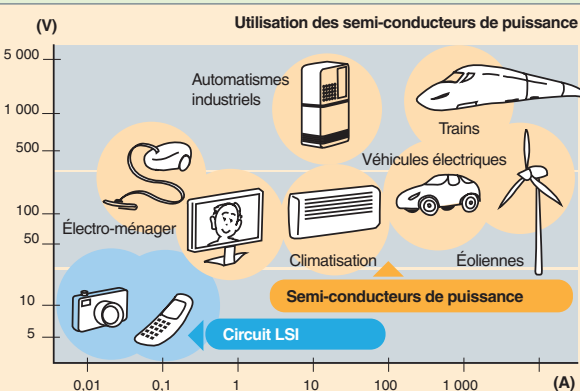


Fig. 22. Panorama des utilisations potentielles du silicium dopé dans les semi-conducteurs de puissance.

En définitive, les multiples utilisations concernant le développement de l'électronucléaire montrent bien le rôle fondamental et indispensable qu'ont joué, et que jouent aujourd'hui, les réacteurs expérimentaux. Au-delà du nucléaire, les réacteurs expérimentaux donnent lieu à des activités qui, de nos jours, font partie intégrante de notre environnement scientifique, industriel et social.

André CHABRE,

Direction de l'énergie nucléaire

Clarisse MARIET, Alain MENELLE,

Direction des sciences de la matière, institut rayonnement et matière de Saclay

Xavier BRAVO,

Direction de l'innovation et du soutien nucléaire

Alain ALBERMAN,

Département des réacteurs et services nucléaires

Joseph SAFIEH

Institut des sciences et techniques nucléaires

et Philippe JUCKER

Direction des applications militaires, service technique mixte des chaufferies nucléaires de propulsion navale

► Références

[1] K.H. LIESER, « *Nuclear and Radiochemistry, Fundamentals and Applications* », Wiley & sons (1997).

[2] S.J. PARRY, « *Activation Spectrometry in Chemical Analysis* », vol. 119, in *Chemical Analysis*, Wiley & sons (1991).

[3] G. REVEL, « *Analyse par activation* », *Techniques de l'ingénieur*, traité *Analyse et caractérisation*, p. 2-565.

[4] *Use of Research Reactors for Neutron Activation Analysis*, IAEA-TECDOC-1215 (2001).

► Bibliographie

Revue *RGN*, numéro hors-série, mai-juin 1994.

NIGON (J.-L.), *Techniques de l'ingénieur*, Génie nucléaire, théorie des réacteurs nucléaires (B3016).

Id., *Techniques de l'Ingénieur*. Génie énergétique. Réacteurs de recherche et d'essais de matériaux.

Tableau 7

Les réacteurs de recherche au CEA										
	Puissance (MWth)	Année de mise en service	Combustible et type de réacteur	Applications concernées						
				Enseignement	Données nucléaires	Diffraction neutronique	Irradiation de matériaux ou de composants	Qualification		Production
								Neutronique cœurs	Sûreté	Isotopes
Maquettes critiques pour l'étude de la physique des cœurs et de la neutronique										
ÉOLE (Cadarache)	0,0001	1965	UAI Piscine		●			● (REL)		
MINERVE (Cadarache)	0,0001	1959	UAI Piscine	●	●			● (RELet RNR)		
MASURCA (Cadarache)	0,5	1966	(U, Pu)O ₂ Pile en air		●			● (RNR)		
ISIS (Saclay)	0,7	1966	U ₃ Si ₂ Al ₃ piscine	●				● (OSIRIS)		
AZUR (Cadarache)	0,0001	1962	U ₃ O ₈ piscine	●				●		
Réacteurs d'irradiation technologique										
OSIRIS (Saclay)	70	1966	U ₃ Si ₂ Al ₃ piscine				●			●
RJH (Cadarache)	100	2014	U ₃ Si ₂ Al ₃ piscine				●		●	●
Réacteurs d'essais et prototypes										
RES (Cadarache)	100	2013	U ₃ O ₈ pressurisé				●	●	●	●
Réacteurs pour l'étude de situations accidentelles et de sûreté										
CABRI (Cadarache)	25 (régime permanent) 20 000 (régime pulsé)	1963	UO ₂ piscine						● (accidents de réactivité)	
PHÉBUS (Cadarache)	38	1977	UO ₂ piscine						● (Accidents de caloporteur)	
Réacteurs pour la recherche fondamentale										
ORPHÉE (Saclay)	14	1980	UAI/H ₂ O-D ₂ O Piscine			●				

Historique des réacteurs de recherche français

En 1948, naît ZOÉ, la première pile atomique française

Dès le lancement, à la fin de la Seconde Guerre mondiale, des premiers programmes de recherche pour l'application de l'énergie nucléaire à des fins civiles et militaires, les physiciens français ont eu conscience qu'ils ne pourraient pas avancer sans disposer d'un réacteur de recherche permettant, d'une part, de comprendre et maîtriser les phénomènes physiques qui régissent le comportement des neutrons et des matériaux sous irradiation, et, d'autre part, de produire en quantité significative les éléments radioactifs nécessaires à leur recherche. C'est ainsi que le 15 décembre 1948 divergeait, à Fontenay-aux-Roses, la première pile atomique française, **ZOÉ** (fig. 23).

D'une puissance qui allait atteindre progressivement 150 kWth, **ZOÉ** partageait ses jours entre des périodes de fonctionnement en puissance pour les études d'irradiation de matériaux et la production de radionucléides, et des périodes de fonctionnement à très faible puissance pour permettre aux physiciens de mesurer les propriétés neutroniques des matériaux constitutifs des « **piles*** » de l'époque (graphite, absorbants de contrôle, matériaux de structure...).

C'est ainsi que très vite apparut la nécessité de disposer d'outils spécialisés en fonction des applications auxquelles on les destinait :

- **Maquettes critiques pour les études neutroniques**, caractérisées par une grande souplesse d'exploitation, des facilités d'accès pour les mesures, l'évolutivité de leur géométrie et une puissance quasi nulle, de façon à éviter les contraintes d'activation des structures et l'usure du combustible ;
- **Réacteurs d'irradiation**, de puissance significative (quelques dizaines de MWth), destinés aux études des effets de l'irradiation sur les combustibles nucléaires et les matériaux de structure, ainsi qu'à la production de radioéléments destinés à la médecine et à l'industrie. Très rapidement, la conception de ces réacteurs converge vers le type « piscine » permettant de concilier refroidissement du cœur et souplesse d'exploitation et d'expérimentation ;
- **Réacteurs d'essais de sûreté** permettant l'étude des conséquences de situations accidentelles vis-à-vis des éléments combustibles et du relâchement des radionucléides. Afin de pouvoir simuler ces situations, c'est, dès le départ, le concept de cœur couplé, permettant de déposer sur l'élément expérimental une quantité d'énergie élevée, qui devint la référence ;
- **Réacteurs prototypes ou démonstrateurs industriels** d'une puissance de quelques dizaines à plusieurs centaines de MWth et destinés à valider les options technologiques, les conditions de fonctionnement et les caractéristiques de sûreté d'une filière de réacteurs avant la construction de la première centrale de puissance.

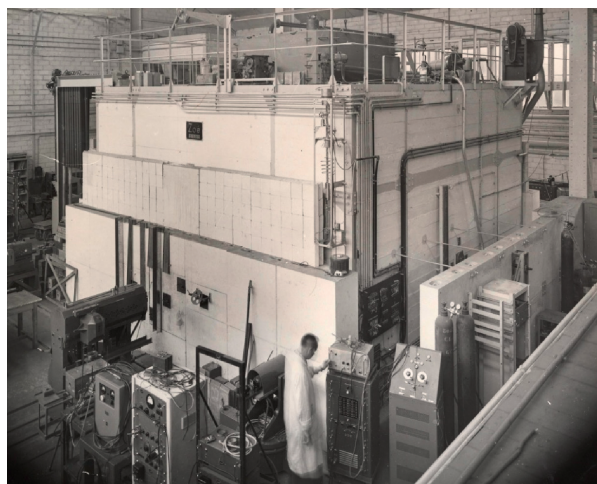


Fig. 23. ZOÉ, la première pile atomique française, sur le site de Fontenay-aux-Roses.

Les années 50 ou l'étude des premières filières de réacteurs

Dans les années 50, les principales préoccupations des physiciens du Commissariat à l'énergie atomique étaient orientées dans trois directions :

- Améliorer la connaissance des données nucléaires pour la filière des réacteurs à uranium naturel (avec modérateur eau lourde ou graphite), seule filière industrielle accessible au pays, tant que nous ne disposerions pas des capacités d'enrichissement de l'uranium permettant de « détendre » le bilan en réactivité des cœurs. C'était le but principal des mesures de réactivité et des études de réseaux effectuées sur les réacteurs **ZOÉ**, à Fontenay-aux-Roses, et **AQUILON**, à Saclay (fig. 24) ;



Fig. 24. AQUILON, maquette critique destinée à la qualification des réacteurs à propulsion nucléaire.

- développer au plus vite un type de réacteur apte à propulser nos sous-marins nucléaires. Ce fut également l'objectif d'**AQUILON**, tout d'abord, et, à partir de 1959, de l'expérience critique **ALIZÉE**, à Saclay (constituée de barreaux d'uranium enrichi et modérée à l'eau légère) ;
- débiter les études d'une filière de réacteurs de type « homogène » (c'est à dire avec un combustible sous forme liquide) qui apparaissait, à l'époque, comme une des solutions les plus prometteuses, en particulier au regard du problème du traitement du combustible usé. C'était l'objectif des expériences sur **PROSERPINE**, qui a divergé en mars 1958, à Saclay. Les études portaient principalement sur la détermination des paramètres cinétiques de systèmes très réactifs (base des études de sûreté-criticité), mais également sur la recherche de masses critiques minimales (elle détient, d'ailleurs, le record de la plus petite pile au monde, avec 257 g de plutonium et 410 g d'uranium 235). La station de criticité de l'Institut de protection et sûreté nucléaire de Valduc a repris la suite de ces études.

Cette époque est également celle des grands projets futuristes, avec, par exemple, « l'avion atomique » et « la locomotive atomique », qui nécessitaient la réalisation d'un cœur compact dont les premiers concepts ont été étudiés sur l'expérience critique **RUBÉOLE**, utilisant l'oxyde d'uranium faiblement enrichi comme combustible et l'oxyde de béryllium comme modérateur.

Parallèlement, les premiers réacteurs d'irradiation et de recherche technologique voyaient le jour à Saclay avec **EL2** (2,5 MWth), en 1952, suivi d'**EL3** (18 MWth), en 1957. Tous les deux s'appuyaient sur une conception de cœur à uranium très faiblement enrichi, modéré à l'eau lourde.

Durant cette même période, on ne peut oublier le démarrage, à Marcoule, des trois premiers réacteurs de la filière UNGG (combustible en uranium naturel, modéré au graphite et refroidi au Gaz CO_2) : **G1** (divergence en 1956), **G2** (1958) et **G3** (1959), qui, bien que dévolus à une double mission de production des premiers kilowatts d'électricité d'origine nucléaire et de plutonium, se sont révélés des outils indispensables pour le développement et la qualification des combustibles des futurs réacteurs EDF de la filière (fig. 25).

La fin des années 50 constitue un tournant pour nos physiciens qui se rendent compte que l'optimisation des performances neutroniques des réacteurs impose d'abandonner des formulations simplifiées du type de la fameuse formule des quatre facteurs pour calculer le **facteur de multiplication*** k_∞ et de s'appuyer directement sur les vrais paramètres de base que sont les **sections efficaces*** des éléments

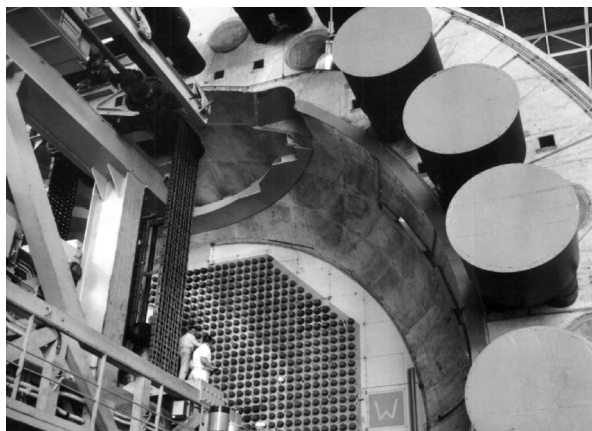


Fig. 25. Le réacteur plutonigène G2, sur le site de Marcoule.

constitutifs des cœurs. D'autant qu'à cette époque, le centre de Saclay est le berceau de la neutronique expérimentale, fort d'une équipe de pionniers (J. YVON, J. HOROWITZ, G. VENDRYES et J. BOURGEOIS) et grâce aux nombreux réacteurs en fonctionnement sur le site. C'est ainsi que fut décidée la construction de la pile **MINERVE**, qui divergea en 1959 à Fontenay-aux-Roses, et dont l'objectif était la mesure des paramètres neutroniques (**spectres de neutrons***, **intégrales de résonance***, effets de **réactivité***) au moyen des techniques expérimentales développées à cette occasion, comme les chambres à fission miniatures, les détecteurs par activation, la méthode des oscillations qui constituent toujours des méthodes de mesure de référence, aujourd'hui.



Fig. 26. ÉOLE, maquette critique pour l'étude des cœurs des réacteurs à eau.

La riche époque des années 60

La première partie des années 60 représente la grande époque française, en matière de construction des réacteurs expérimentaux et de réalisation des expériences critiques. En effet, ces années se situent à la jonction d'une période de besoins très importants avec les développements conjoints de plusieurs filières de réacteurs industriels (**UNGG***, **réacteurs à eau lourde***, **réacteurs à neutrons rapides***, **réacteurs à eau légère*** pour la propulsion navale), et d'une période où les moyens de calcul et les développements de méthodes étaient encore insuffisants et nécessitaient la réalisation de maquettes critiques de caractéristiques très proches des cœurs de réacteurs industriels. Ainsi, dans la catégorie des **expériences critiques*** de type « filière », pas moins de six nouvelles maquettes virent le jour entre 1960 et 1965 : **MARIUS** et **CÉSAR** pour la filière graphite-gaz, **HARMONIE** et **MASURCA** pour les neutrons rapides, **ÉOLE** pour les réacteurs à eau lourde (fig. 26), **AZUR** pour les réacteurs de propulsion navale.

Les études des réacteurs de la filière « nationale » de l'époque, la filière UNGG, étaient conduites sur les réacteurs **MARIUS** et **CÉSAR**.

- **MARIUS**, initialement construit sur le site de Marcoule et transféré à Cadarache, en 1965, était destiné, d'une part, aux études neutroniques fondamentales des cœurs modérés au graphite et, d'autre part, aux études paramétriques de réseaux UNGG par la méthode dite « de substitution » consistant à modifier progressivement le réseau d'éléments combustibles, sans changer le cœur du réacteur. La qualification neutronique des composants des futurs réacteurs de puissance y fut également réalisée.

- **CÉSAR**, réacteur conçu pour fonctionner en température, a d'abord été dédié à l'étude des réseaux modérés au graphite, aux températures de fonctionnement des réacteurs de la filière UNGG (étude de réseaux, mesures de coefficients de température et, par oscillations, de combustibles irradiés...) [fig. 27]. Puis, à partir de 1971, **CÉSAR II** s'oriente vers les réseaux hautes températures (cœur à boulets, réseaux prismatiques...), dans le cadre des études de réacteurs à haute température (HTR).

Pour les études sur la filière des réacteurs à neutrons rapides (RNR), Cadarache a vu démarrer quasi simultanément le réacteur source **HARMONIE** et la maquette critique **MASURCA**.

- **HARMONIE** a divergé en 1965. Sa conception originale, avec un noyau mobile en uranium enrichi à 93 % pouvant être sorti des protections, des canaux expérimentaux permettant d'atteindre des spectres de neutrons très variés et la possibilité de réaliser des expériences en mode pulsé, en a fait un moyen d'expérimentation très précieux, en particulier pour la réalisation des premières qualifications neutronique des matériaux de protection des RNR.

- **MASURCA**, qui fait l'objet d'un chapitre particulier de cet ouvrage (voir, *infra*, p. 55-60), a divergé en 1966 et constitue la grande expérience critique de référence pour l'étude des réseaux à neutrons rapides (fig. 28). Sa taille, permettant la réalisation de cœur contenant jusqu'à 2 t de plutonium, en fait un outil de référence pour l'étude des phénomènes spatiaux et la qualification des paramètres « projet » des futures prototypes de réacteurs de la filière RNR, comme PHÉNIX et SUPERPHÉNIX.

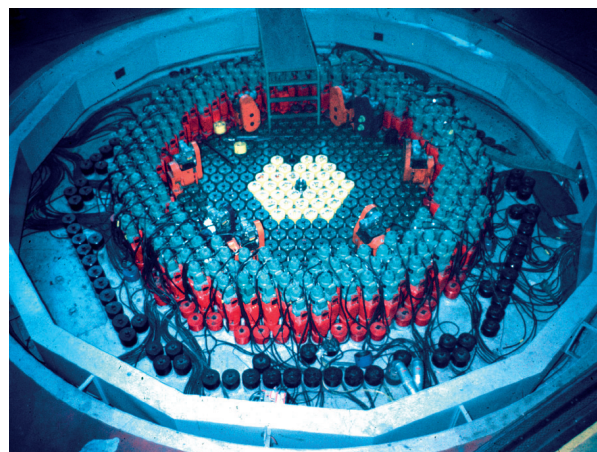


Fig. 27. CÉSAR, maquette critique pour l'étude des réacteurs graphite-gaz.

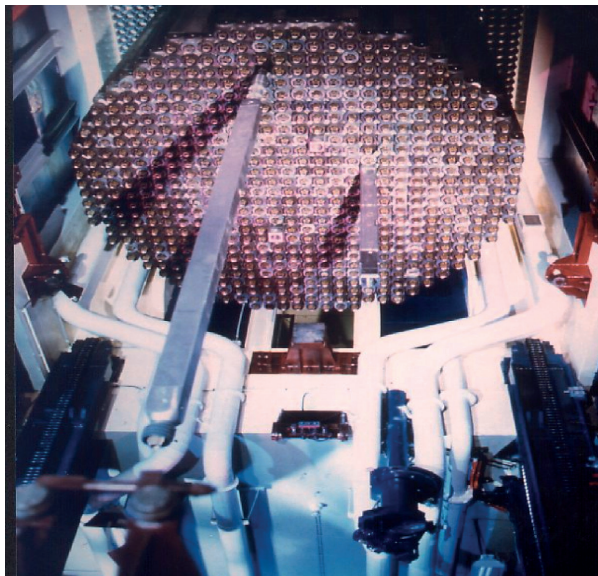


Fig. 28. MASURCA, maquette critique pour l'étude des réacteurs à neutrons rapides.

À ces réalisations de maquettes critiques dédiées « filière », il faut également ajouter les maquettes critiques destinées à valider les cœurs de nos réacteurs d'irradiation, comme **PEGGY** pour PÉGASE, **SILOETTE** pour SILOÉ, **ISIS** pour OSIRIS, ainsi que d'autres réalisations plus spécifiques telles que **ALECTO**, à Saclay, pour les premières études de criticité, **RACHEL**, à Valduc, expérience critique à neutrons rapides, avec des objectifs très militaires, **NÉRÉIDE** pour les études de protection, à Fontenay-aux-Roses, et, enfin, **ULYSSE**, à Saclay, à des fins d'enseignement.

La **divergence*** de **MASURCA**, en 1966, a marqué la fin de cette grande époque de construction de maquettes critiques, et cela, en grande partie, parce que le développement des méthodes de calcul et les performances numériques des codes rendaient désormais possible l'extrapolation des résultats obtenus sur des réseaux de petite taille à la prédiction des caractéristiques neutroniques des cœurs de réacteurs de puissance.

Du point de vue des **réacteurs d'irradiation**, la mise à disposition par les États-Unis, dès la fin des années 50, d'uranium fortement enrichi à plus de 90 % en U 235 va permettre de pallier la grande faiblesse des réacteurs à eau lourde dont le niveau de flux en neutrons rapides s'avérait insuffisant pour étudier les dommages sur les matériaux de structure. C'est ainsi qu'apparaissent, sur le modèle américain, les premiers réacteurs de recherche très compacts et très souples de type piscine dénommés « MTR » (*Material Test Reactor*). Ce fut d'abord **MÉLUSINE** (8 MWth) en 1958, à Grenoble, puis **TRITON** (6,5 MWth) en 1959, à Fontenay-aux-Roses.

L'explosion des besoins d'irradiation conduit alors au lancement de trois réacteurs piscines de conception purement française et de puissance significativement plus élevée : **PÉGASE** (30 MWth), qui a divergé en 1963, à Cadarache, avec, pour objectif, le test en vraie grandeur des éléments combustibles de la filière graphite-gaz ; **SILOÉ** (35 MWth), dont la divergence a eu lieu la même année sur le site de Grenoble et qui s'est révélé, grâce à ses moyens lourds associés (cellules de démantèlement, laboratoire chaud) un outil remarquable pour l'étude des propriétés des combustibles sous irradiation), jusqu'à son arrêt, à la fin de 1997 ; **OSIRIS**, enfin (70 MWth), qui a démarré en 1966 à Saclay, toujours en fonctionnement aujourd'hui (fig. 29), et qui restera l'outil de base pour le développement des combustibles des réacteurs à eau sous pression du parc EDF, jusqu'à l'horizon 2015, où le réacteur Jules Horowitz prendra sa suite sur le site de Cadarache.

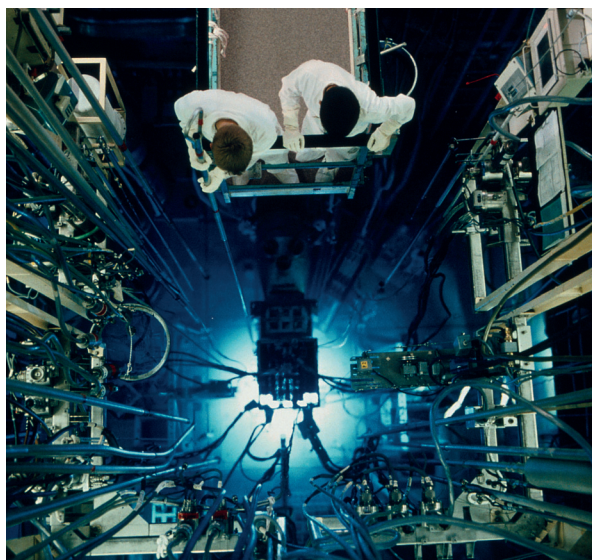


Fig. 29. Vue de dessus du réacteur piscine OSIRIS, destiné à l'irradiation des matériaux et des combustibles.

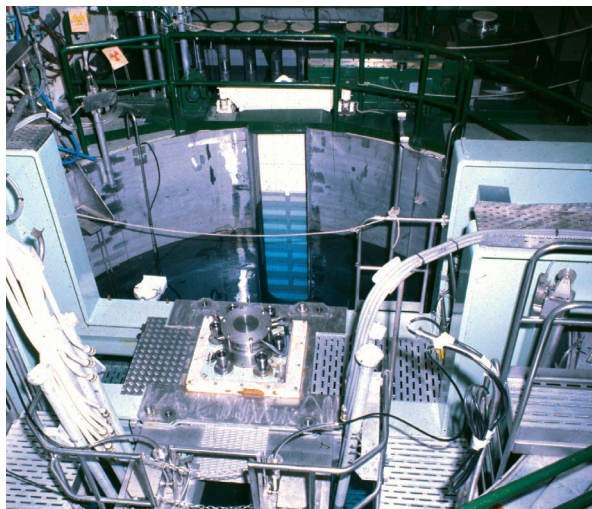


Fig. 30. CABRI, réacteur de recherche dédié aux études de sûreté.

Cette période voit également le démarrage, la même année 1963, à Cadarache, de deux nouveaux outils qui tiendront une place très importante dans la recherche française sur les réacteurs. Tout d'abord **RAPSODIE** (25 puis 40 MWth), **premier réacteur de recherche à neutrons rapides** utilisant du combustible au plutonium et le sodium liquide comme réfrigérant ; puis, en fin d'année, **CABRI** (42 MWth), **premier réacteur dédié aux essais de sûreté** (pour les accidents de refroidissement des RNR, au départ, et les accidents de réactivité des REP, ensuite) [fig. 30].

Les grandes réalisations des années 70

Les années 70 voient les dernières constructions de réacteurs expérimentaux du xx^e siècle, avec trois réalisations de taille significative et dont l'apport scientifique et technique s'avérera déterminant dans les trois domaines suivants :

- Celui des études sur les neutrons rapides, avec **PHÉNIX** (560 MWth, 250 MWe) qui diverge en 1973 à Marcoule et qui, tout en étant le premier prototype électrogène de réacteurs à neutrons rapides, a constitué, jusqu'à son arrêt programmé fin 2009, le moyen d'irradiation de base pour ce type de spectre (fig. 31). Ainsi, en trente-cinq ans de fonctionnement, plus de 200 irradiations y ont été réalisées et ont permis, en premier lieu, des progrès remarquables sur les éléments combustibles de la filière, avec un gain de plus d'un

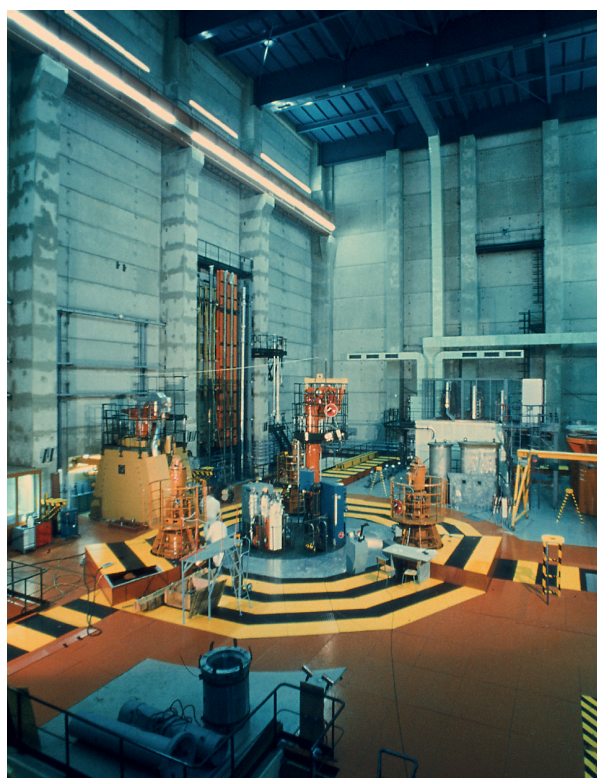


Fig. 31. **PHÉNIX**, réacteur de recherche à neutrons rapides.

facteur 2 sur leur **taux de combustion*** maximal (avec un record à 144 000 MW.j/t, soit presque trois fois plus que dans un réacteur à eau actuel), ainsi que la démonstration de la capacité de ce type de réacteur à incinérer par transmutation les radionucléides à vie longue ;

- Celui de la sûreté, avec **PHÉBUS** (40 MWth), qui démarre en 1978 sur le site de Cadarache et qui a constitué, jusqu'à son arrêt fin 2007, l'outil de référence mondial pour les études d'accident de refroidissement des REP, avec fusion du combustible et simulation du relâchement des produits de fission dans le cœur et l'enclenche ;
- Celui des réacteurs de propulsion navale, avec la **CAP** (Chaudière Avancée Prototype), qui diverge en 1975 et assure la qualification technologique de tous les combustibles des réacteurs embarqués de la marine nationale. Après avoir, pendant quelques années, assuré la qualification des combustibles MOX (oxyde mixte d'uranium et plutonium) pour les réacteurs à eau sous pression du parc nucléaire français, la **CAP** a repris les essais pour la propulsion navale, sous une configuration aux performances améliorées appelée « **RNG** » (Réacteur nouvelle génération) dont l'exploitation s'est arrêtée en 2005. Les programmes futurs seront assurés par le nouveau Réacteur d'essais au sol (**RES**), en fin de construction à Cadarache.

Ainsi, avec l'arrêt de **PHÉNIX**, à la fin 2009, la première décennie du xxi^e siècle aura vu l'arrêt de ces trois grands instruments qui, chacun dans leur domaine, auront largement répondu aux objectifs pour lesquels ils avaient été conçus et réalisés.

Quel futur pour les réacteurs de recherche ?...

Aujourd'hui, si l'on excepte le réacteur d'irradiation **OSIRIS**, à Saclay (dont l'arrêt est prévu pour cette décennie) et ceux pour les études de sûreté-criticité, à Valduc, c'est désormais à Cadarache que se concentre l'ensemble des réacteurs français destinés aux recherches concernant les différentes filières développées en France (électronucléaire et propulsion navale).

Dans le domaine **des expériences critiques**, les moyens d'études en neutronique sont concentrés autour de quatre maquettes aux caractéristiques spécifiques :

AZUR pour les études de cœur de propulsion navale, **ÉOLE** pour les études de réseaux à eau, **MASURCA** pour celles sur les réacteurs à neutrons rapides et, enfin, **MINERVE** pour les mesures intégrales de données nucléaires, en particulier par la méthode d'oscillations.

Indispensables au développement des réacteurs électronucléaires, que ce soit pour la 2^e génération du parc actuellement en fonctionnement, pour la 3^e génération avec l'EPR ou

pour la 4^e génération dont les études ont commencé, dans la perspective d'un déploiement à l'horizon 2040, les réacteurs **ÉOLE**, **MASURCA** et **MINERVE** sont appelés à bénéficier de très importants travaux de rénovation dans les années qui viennent, afin d'assurer leur pérennité pour les décennies à venir.

Les maquettes critiques

La neutronique constitue une des disciplines les plus paradoxales de la physique des réacteurs. En effet, elle peut, d'un côté, s'appuyer sur une modélisation exacte, grâce à l'équation de Boltzmann, mais, d'un autre côté, la très forte variation des sections efficaces neutroniques, en fonction de l'énergie des neutrons (de 1 meV à 20 MeV) et le grand nombre de paramètres mis en jeu (au niveau des éléments chimiques, des sections efficaces...), constituent un tel problème pour les physiciens que les mesures différentielles des données nucléaires s'avèrent insuffisantes et qu'il apparaît nécessaire de mettre en œuvre des mesures intégrales sur des réacteurs expérimentaux. Par ailleurs, la complexité des géométries et des phénomènes nucléaires impliqués nécessite l'utilisation d'approximations dans les codes de calcul qu'il est indispensable de valider.

C'est dans cette optique que des expériences **critiques*** sont réalisées. Elles font appel à de petits réacteurs qui doivent être très souples d'utilisation (évolutivité de la géométrie du cœur) et d'une exploitation sûre. Leur taille et leur volume réduits permettent un accès facile pour la mise en place de l'instrumentation, et la puissance dégagée étant relativement basse, elle induit une faible radioactivité du cœur, une activation restreinte des structures et une absence d'usure du combustible.

Ces expériences critiques permettent la recherche de paramètres importants (taille critique, concentration en bore), la mesure de taux de réaction (**laplacien***, distribution de puissance, **spectre de neutrons***...) par détecteurs à activation ou des chambres à fission miniatures, ainsi que la mesure d'effets en réactivité (cellules, substitution de combustibles, absorbants, coefficients de température, produits de fission, combustibles irradiés...) par temps de doublement ou par oscillations.

C'est ainsi qu'un grand nombre d'expériences critiques ont été réalisées au CEA : près d'une vingtaine depuis ZOÉ (qui a divergé en 1948, à Fontenay-aux-Roses), jusqu'à MASURCA, la dernière en date, qui a démarré en 1965, à Cadarache.

Dans le **domaine des réacteurs d'irradiation**, le **Réacteur Jules Horowitz** (RJH), dont la divergence est programmée à l'horizon 2016, constituera alors non seulement le réacteur le plus performant au monde, mais aussi l'un des derniers, si ce n'est le seul, réacteurs de ce type, en fonctionnement en Europe. Les dispositifs d'irradiation qui y trouveront place (un chapitre de cette monographie leur est consacré) permettront à ce réacteur de répondre aux différents challenges liés à la qualification des matériaux et des combustibles pour l'ensemble des générations de réacteurs.

Jules Horowitz, père de la physique des réacteurs en France

Né le 3 octobre 1921 à Rzeszow en Pologne, Jules Horowitz émigre d'abord en Allemagne. Puis, face à la montée du nazisme outre-Rhin, il rejoint la France où il mène de brillantes études qui le conduisent à l'École Polytechnique, d'où il sort en 1941. L'occupation allemande l'oblige alors à interrompre ses études qu'il reprendra en 1946, avec une licence en sciences mathématiques.

Il entre au CEA le 1^{er} octobre 1946, alors que l'organisme a moins d'un an d'existence, et intègre le Service de physique mathématique, au sein duquel il contribue aux calculs du cœur de la première pile atomique française, ZOÉ.

Invité par Niels Bohn en 1947, il passe un an à ses côtés au prestigieux Institut de physique théorique de Copenhague et se fait remarquer par des publications de haut niveau sur les désintégrations radioactives.

En 1949, il prend la direction du Service de physique mathématique. Théoricien de premier plan, il s'investit complètement dans la discipline nouvelle que constitue la physique des réacteurs : « Créateur de la physique des réacteurs en France, ce mathématicien hors pair a dominé toute la pensée scientifique dans ce domaine », dira de lui Robert Dautray, alors Haut-Commissaire à l'énergie atomique.



Responsable du département des Études de Piles, en 1959, puis Directeur des Piles atomiques, en 1962, il est à l'initiative des nombreuses

Pour la propulsion navale, le **Réacteur d'essai au sol (RES)**, qui démarrera en 2013, assurera les mêmes missions de qualification technologique des combustibles que le **RJH**, mais pour les bâtiments de nouvelle génération de la marine nationale, avec, là encore, des performances optimales. Il permettra, de surcroît, d'assurer la formation des équipages.

Enfin, dans le **domaine des réacteurs d'essais en sûreté**, le réacteur **CABRI**, qui achève de lourds travaux de rénovation et bénéficie désormais d'une boucle à eau sous pression représentative des réacteurs du parc nucléaire français, constituera, pour les années à venir, un outil de haute performance destiné à la qualification en conditions accidentelles des combustibles des réacteurs de 2^e et 3^e générations.

Pour la 4^e génération, le futur des réacteurs de recherche se nomme **ASTRID**, pour le démonstrateur industriel de réac-

maquettes critiques et réacteurs expérimentaux qui sont conçus et réalisés à cette époque et qui permettent à la France de disposer d'une connaissance enviée mondialement sur l'ensemble des filières de réacteurs.

Visionnaire d'une remarquable intuition, il propose, dans un rapport de 1967, d'abandonner les réacteurs UNGG développés par le CEA, de fonder le parc nucléaire français sur la seule technologie des réacteurs à eau et de constituer, pour leur réalisation, un groupe industriel unique, jetant ainsi les bases de ce qu'est AREVA, aujourd'hui.

À partir de 1970, et jusqu'en 1986, Jules HOROWITZ conduit et anime la recherche fondamentale au CEA et en fait un pôle d'excellence internationalement reconnu. Son œuvre est jalonnée par la construction de très grands appareils de recherche et de laboratoires que leurs performances et leur renommée placent encore aujourd'hui au meilleur niveau mondial : l'Institut Laue-Langevin (ILL) avec le RHF, à Grenoble, le Laboratoire Léon Brillouin (LLB) avec ORPHÉE, à Saclay, le Grand accélérateur national à ion lourd (GANIL), à Caen, la Source européenne de rayonnement synchrotron (ESRF), à Grenoble, le Service hospitalier Frédéric Joliot (SHFJ), à Orsay...

Enfin, à ses qualités d'homme de science s'ajoute un incomparable talent de négociateur et une vision très sûre des orientations à donner à la politique scientifique en France et en Europe. Ainsi, sa contribution a été déterminante pour la place obtenue par la France dans le programme EURATOM sur la fusion contrôlée et pour la décision de construction de la grande machine européenne que constitue le JET.

Décédé le 3 août 1995, à l'âge de soixante-treize ans, Jules HOROWITZ laisse un héritage remarquable, tant sur le plan expérimental que théorique, et cela dans tous les domaines de la physique nucléaire, de l'astrophysique à la médecine nucléaire, mais c'est sans conteste dans celui de la physique des réacteurs que son nom restera, encore longtemps, une référence.

teurs à neutrons rapides refroidis au sodium, et **ALLEGRO** pour le prototype du concept plus innovant de ceux refroidis à l'hélium. Les études de ces outils, précurseurs des réacteurs de demain pour un nucléaire durable, ont débuté dans l'optique d'une mise en service pour la prochaine décennie.

En conclusion de ce chapitre, il convient de ne pas oublier le rôle indispensable, en tant que sources intenses de neutrons, des réacteurs expérimentaux pour les recherches à caractère fondamental dans le domaine de la physique, et plus particulièrement de la structure de la matière condensée. C'est la vocation des réacteurs **ORPHÉE** (14 MWth), à Saclay, et **RHF** (Réacteur à Haut Flux – 58 MWth) de l'Institut Laue-Langevin, à Grenoble, qui figurent, encore aujourd'hui, parmi les outils les plus performants au monde.

Loïck MARTIN-DEIDIER,
Directeur-adjoint de l'énergie nucléaire

Tableau 8

Les réacteurs de recherche français						
Nom du réacteur	Localisation	Catégorie	Type	Puissance (MWth)	État	Divergence
ZOÉ (EL-1)	Fontenay-aux-Roses	Recherche	Eau lourde	0,15	Arrêté	01/12/1948
EL-2	Saclay	Test	Cuve	1 - 2,5	Arrêté	27/10/1952
G1	Marcoule	Prototype	UNGG	40	Arrêté	05/01/1956
AQUILON	Saclay	Maquette critique	Eau lourde	0	Arrêté	11/08/1956
EL-3	Saclay	Test	Eau lourde	14 - 18	Arrêté	05/07/1957
MÉLUSINE	Grenoble	Irradiation	Piscine	1-8	Arrêté	01/07/1958
PROSERPINE	Saclay	Essais de criticité	Solution homogène	0	Arrêté	1958
ALIZÉE	Saclay	Maquette critique	Eau légère	0	Arrêté	1959
RUBÉOLE	Saclay	Maquette critique	Cœur compact	0	Arrêté	1959
TRITON	Fontenay-aux-Roses	Irradiation	Piscine	6,5	Arrêté	29/06/1959
MINERVE	Fontenay puis Cadarache	Maquette critique	Piscine	0	Opérationnel	29/09/1959
MARIUS	Marcoule puis Cadarache	Maquette critique	Graphite	0	Arrêté	01/1960
NÉRÉIDE	Fontenay-aux-Roses	Recherche	Piscine	0,5	Arrêté	15/09/1960
RACHEL	Valduc	Maquette critique	Neutrons rapides	0	Arrêté	1961
PEGGY	Saclay	Maquette critique	Piscine	0	Arrêté	1961
ULYSSE	Saclay	Enseignement	Argonaute	0,1	Arrêté	27/08/1961
AZUR	Cadarache	Maquette critique	Cuve	0	Opérationnel	09/04/1962
SILOÉ	Grenoble	Irradiation	Piscine	15 - 35	Arrêté	18/03/1963
PÉGASE	Cadarache	Test	Cuve	30	Arrêté	04/1963
CABRI	Cadarache	Essais de sûreté	Piscine	25 (permanent)	En cours de rénovation	06/1963
SILOETTE	Grenoble	Maquette critique	Piscine	0,1	Arrêté	02/1964
PAT	Cadarache	Test	Eau sous pression	Non communiqué	Arrêté	14/08/1964
CÉSAR	Cadarache	Maquette critique	Graphite	0	Arrêté	01/12/1964
HARMONIE	Cadarache	Réacteur source	Cuve	0	Arrêté	08/1965
ÉOLE	Cadarache	Maquette critique	Cuve en piscine	0	Opérationnel	02/12/1965
ISIS	Saclay	Maquette critique	Piscine	0,7	Opérationnel	28/04/1966
CRONENBOURG	Strasbourg	Enseignement	Argonaute	0,1	Arrêté	22/11/1966
OSIRIS	Saclay	Irradiation	Piscine	50 - 70	Opérationnel	08/09/1966
EL-4	Brennilis	Prototype	Eau lourde	267	Arrêté	12/1966
MASURCA	Cadarache	Maquette critique	Neutrons rapides	0	Opérationnel	12/1966
RAPSODIE	Cadarache	Test	Neutrons rapides	40 - 70	Arrêté	01/01/1963
RHF	Grenoble	Recherche	Eau lourde	58	Opérationnel	07/1971
PHÉNIX	Marcoule	Prototype	Neutrons rapides	560 - 310	Arrêté	31/08/1973
SILÈNE	Valduc	Essais de criticité	Solution homogène	(permanent)	Opérationnel	06/1974
MIRÈNE	Valduc	Essais de criticité	Solution homogène	(permanent)	Arrêté	06/1975
CALIBAN	Valduc	Essais de criticité	Solution homogène	(permanent)	Opérationnel	1970
PHÉBUS	Cadarache	Essais de sûreté	Piscine	38	Arrêté	09/08/1978
CAP/RNG	Cadarache	Test	Eau sous pression	Non communiqué	Arrêté	24/11/1975
ORPHÉE	Saclay	Recherche	Piscine	14	Opérationnel	19/12/1980
SCARABÉE	Cadarache	Essais de sûreté	Piscine	0,1	Arrêté	01/07/1982
RES	Cadarache	Test	Eau sous pression	Non communiqué	En construction	2013
RJH	Cadarache	Irradiation	Cuve en piscine	100	En construction	2016

L'instrumentation des réacteurs expérimentaux

Par essence, un réacteur expérimental aura recours à de l'instrumentation, bien davantage qu'un réacteur de puissance. En effet, un réacteur de recherche est généralement utilisé soit pour des études neutroniques nécessitant des mesures fines, soit comme une source intense de neutrons pour irradiation. Pour ce faire, il doit pouvoir accueillir des dispositifs que l'on insère à l'intérieur ou en périphérie de son cœur et qui permettent de réaliser des expériences dont chacune d'elles requiert une instrumentation adaptée.

On trouvera dans un réacteur de recherche un certain nombre d'instruments de mesure en support à l'exploitation et d'autres développés pour les besoins des programmes de R&D ou d'irradiation. Chaque dispositif inséré dans un canal dédié comprendra ses propres diagnostics liés aux paramètres physiques que l'on souhaite évaluer sous bombardement neutronique. La majorité de ces mesures sont neutroniques (**activation***, **capture***, **fission***, **neutrons retardés***), thermiques (température, puissance dégagée, conductivité), mécaniques (allongement, gonflement, fluage, rupture) ou chimiques (relâchement de gaz, corrosion, impuretés, **radio-lyse***). En même temps, il faut correctement qualifier les conditions expérimentales dans lesquelles ces mesures sont réalisées. C'est pourquoi l'on installe également des détecteurs capables de mesurer en temps réel les flux locaux de neutrons ou de gammas, les échauffements et les débits, d'autant que ces quantités sont, le plus souvent, perturbées par la présence même du dispositif.

Outre les besoins liés au fonctionnement normal du réacteur, l'exploitant doit pouvoir, à l'instar des réacteurs de puissance, répondre à des demandes émanant de l'Autorité de Sûreté, portant notamment sur les aspects neutroniques comme le niveau de **criticité***, les marges de **réactivité*** ou l'efficacité des barres de sécurité. Pour cela, il s'appuie sur une ou plusieurs chaînes de mesures neutroniques qui doivent être très précisément calibrées. Les incertitudes associées devant être intégrées dans le calcul des marges correspondantes impacteront directement la conception et le pilotage du réacteur. Par ailleurs, une instrumentation spécifique (dosimètres, détecteurs, thermocouples, capteurs) sera également installée, le plus souvent à demeure, pour les besoins propres à l'exploitation. Elle fournira une aide précieuse au dimensionnement des dispositifs et à l'optimisation de leurs emplacements, permettant ainsi une meilleure gestion de l'outil de recherche.

On distingue l'instrumentation placée à l'extérieur du cœur (dite « *ex-core* ») de celle placée à l'intérieur (« *in-core* »). La particularité de l'instrumentation *in-core* est qu'elle doit être capable d'assurer sa fonction première de mesure, tout en supportant un bombardement très intense de neutrons et de gammas (fig. 32).

La spécificité des systèmes de mesure *in-core* tient notamment aux contraintes qui doivent être prises en compte pour leur conception et leur intégration. En particulier, cette instrumentation doit être :

- **Miniaturisée**, en raison des faibles sections utiles des dispositifs expérimentaux. Les détecteurs placés en réacteur doivent être installés dans un encombrement de quelques millimètres ;
- **fiable**, car la maintenance ou la réparation d'objets irradiés est très difficile, voire, le plus souvent, impossible ;
- **précise**, en raison d'exigences scientifiques toujours plus grandes. À titre d'exemple, les mesures dimensionnelles réalisées sur des échantillons en réacteur doivent être capables de détecter des variations micrométriques ;
- **résistante aux rayonnements nucléaires** qui engendrent des dommages (dégradation des isolants électriques, rupture des fils de liaison, changement des propriétés des matériaux constituant les sondes), des changements de composition par transmutation, des courants parasites et un échauffement des détecteurs ;
- **résistante aux hautes températures** (les températures de fonctionnement étant supérieures à 300 °C) ;
- **résistante à la corrosion**, les expériences en réacteur sont généralement conduites en eau pressurisée ou en métal liquide (NaK).

Pour répondre à ce cahier des charges, des précautions sont prises quant aux choix des matériaux (utilisation de métaux et céramiques ayant des propriétés nucléaires adéquates) et aux méthodes de mesure employées (des méthodes comparatives ou des calibrations en ligne sont privilégiées). À chaque fois que cela est possible, les systèmes de mesure sont déposés hors du flux neutronique.

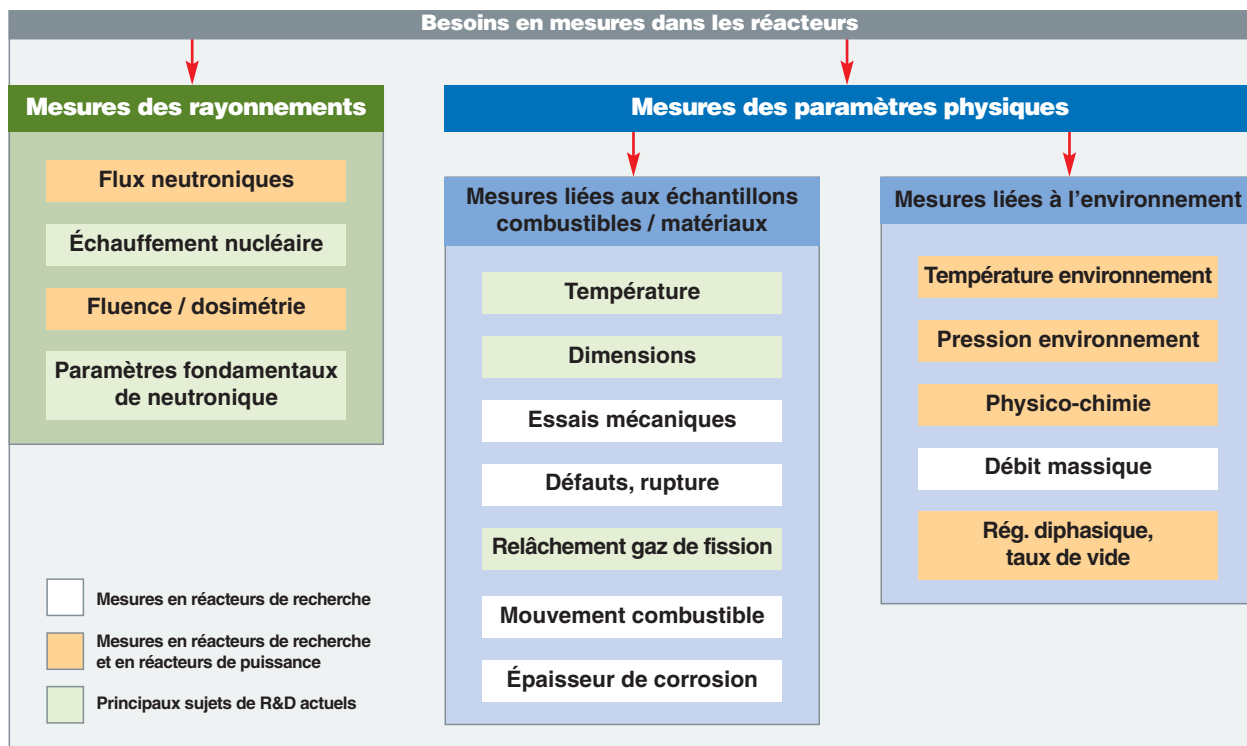


Fig. 32. Besoins en mesures *in-core* pour les réacteurs.

Les mesures neutroniques

Les **dosimètres d'activation** constituent la mesure de référence, de loin la plus précise, des flux et fluences neutroniques dans les réacteurs de recherche. On utilise, pour cela, un échantillon d'un métal connu que l'on place à l'endroit souhaité (cobalt pour les mesures dans un spectre thermique ; niobium, fer, cuivre ou nickel dans un spectre rapide). Une spectrométrie gamma sur l'échantillon activé par capture neutronique réalisée à l'issue de l'irradiation fournira l'intégrale du flux reçu au cours de l'expérience. L'inconvénient principal de la dosimétrie d'activation est qu'il s'agit d'une mesure *a posteriori* post-irradiation, donc hors ligne.

Pour des mesures en ligne, la grande majorité des détecteurs de neutrons utilisés est basée sur une chambre remplie d'un gaz qui s'ionise sous l'action d'une particule chargée. Ces détecteurs gazeux offrent à la fois une large dynamique et une grande stabilité temporelle. Ils sont, surtout, nettement moins sensibles aux dégâts d'irradiation que les détecteurs à semi-conducteurs. Ils sont également préférés aux scintillateurs liquides ou solides, car moins perturbés par le rayonnement gamma. Ces mesures neutroniques *in-core* reposent principalement sur l'emploi soit de collectrons, soit de chambres à fission.

Le **collectron** (désigné également par SPND pour « *Self Powered Neutron Detector* », car il ne nécessite pas l'emploi d'une alimentation polarisée) utilise la mesure du courant produit dans un détecteur coaxial par la décroissance d'un élé-

ment radioactif, lui-même créé dans le détecteur par capture neutronique (fig. 33). Il s'agit d'une mesure en ligne, mais, dans la plupart des cas, légèrement retardée, précisément, de la période radioactive de l'élément créé. Ce capteur robuste permet une mesure simple du flux de neutrons thermiques.

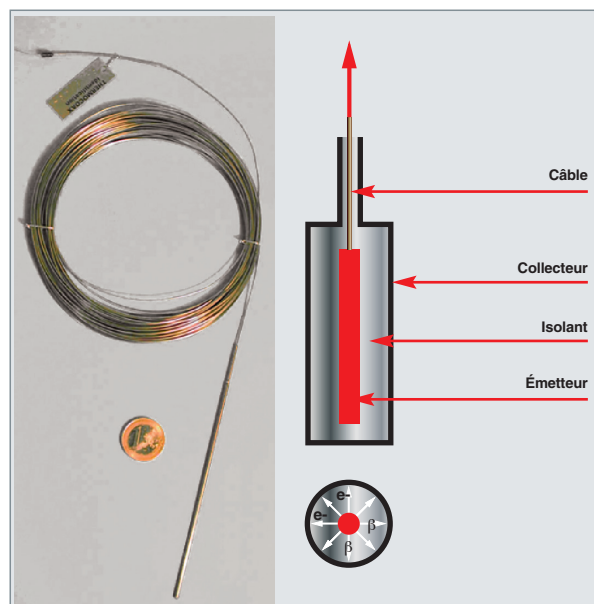


Fig. 33. Collectron.

La **chambre à fission** repose, quant à elle, sur la mesure du courant induit par l'ionisation d'un gaz par les produits de fission produits dans un dépôt fissile réalisé sur une électrode (p. ex. de l'uranium 235). D'une conception plus délicate qu'un collectron, ce détecteur permet néanmoins une mesure en ligne et en temps réel (sans retard) du taux de fission, avec une efficacité supérieure aux collectrons. L'évolution du dépôt sous flux neutronique intense doit être prise en compte pour conserver une bonne précision de mesure.

Développements de chambres à fission miniatures

Des chambres à fission de diamètre extérieur 1,5 mm dites « sub-miniatures » ont été conçues et développées au CEA, afin de répondre aux contraintes spécifiques des réacteurs expérimentaux, notamment en termes d'encombrement et de niveau des flux mesurés (fig. 34). Un programme complet d'essais a permis de qualifier ces détecteurs dans les conditions des réacteurs de recherche et des réacteurs de puissance. En parallèle, un accord de cession de licence a été conclu, en 2005, avec la société PHOTONIS pour l'industrialisation de ces capteurs.

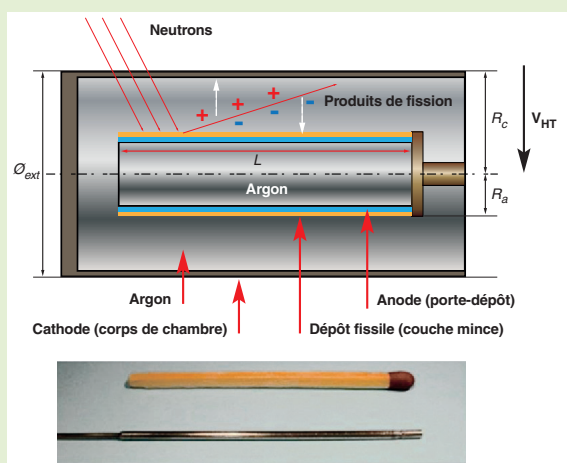


Fig. 34. Chambre à fission.

Par ailleurs, une chaîne de mesure destinée au suivi en ligne du flux de neutrons rapides baptisée FNDS (*Fast Neutron Detection System*) a été développée et qualifiée, dans le cadre d'un Laboratoire Commun d'Instrumentation CEA-SCK.CEN. Ce dispositif est basé sur l'utilisation d'une chambre à fission spéciale à dépôt de plutonium 242 (un isotope qui présente l'avantage de fournir une bonne réponse dans le domaine neutronique rapide, mais montre une faible sensibilité aux neutrons thermiques, même lorsque le dépôt évolue sous l'effet de l'irradiation). Le détecteur est piloté dans un mode spécifique, le mode « fluctuations », qui minimise la contribution du rayonnement gamma sur le signal. Objet de plusieurs brevets, FNDS permet, pour la première fois, d'atteindre directement la composante rapide du flux neutronique et améliore la qualité des mesures en réacteur, renforçant ainsi la compétitivité des installations de recherche de la DEN.

Les mesures neutroniques *ex-core* utilisent classiquement des **chambres à dépôt de bore**, dans lesquelles on détecte les particules alpha et lithium créées par capture du bore. Ces chambres sont souvent compensées pour s'affranchir de la contribution au signal du rayonnement gamma (une partie de la chambre est chargée en bore, et l'autre pas, de manière à ce que la différence des signaux représente la contribution du seul flux neutronique).

Les mesures thermiques

Les mesures de température reposent généralement sur l'usage de **thermocouples** classiques à gaine métallique et à isolant minéral (fig. 35). Cependant, des techniques alternatives ont été étudiées et essayées dans les réacteurs de recherche, parmi lesquelles :

- Des mesures **ultrasonores**, basées sur l'évolution avec la température de la vitesse de propagation d'une onde acoustique dans un matériau ;
- des mesures de **bruit thermique**, mesures dites « primaires » utilisant l'agitation thermique des électrons dans un élément conducteur ;
- des mesures **pyrométriques**, basées sur la détection optique de l'émission infrarouge des matériaux à haute température.

Développées à la DEN pour les besoins des expériences de longue durée à haute température, des thermocouples innovants utilisant des alliages de molybdène et de niobium (deux éléments résistant aux hautes températures et possédant de faibles sections efficaces de capture neutronique) ont récemment été mis en exploitation en réacteur d'irradiation.

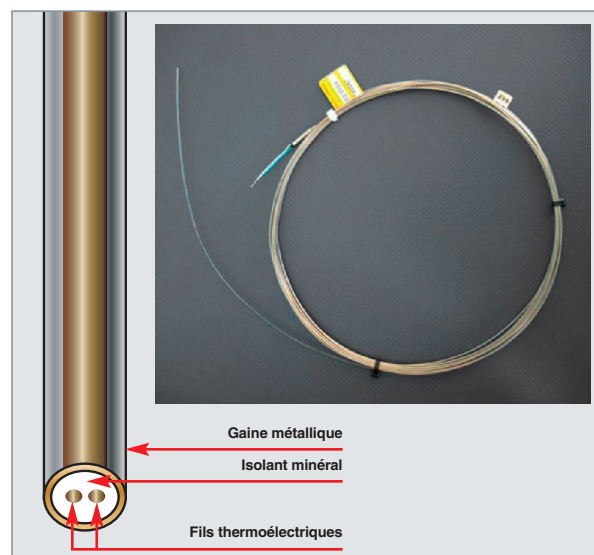


Fig. 35. Thermocouple à isolant minéral et gaine métallique.

Les mesures mécaniques

Si la mesure des déformations des échantillons placés sous irradiation a utilisé par le passé diverses techniques (cavités résonantes hyperfréquence, jauges de contraintes), la grande majorité des réacteurs de recherche utilise désormais des capteurs magnétiques de type **LVDT** (*Linear Variable Differential Transformer*), qui offrent l'avantage d'une grande robustesse et d'une très bonne précision (fig. 36). La mesure repose sur la variation du couplage magnétique entre deux bobinages électriques, cette variation étant corrélée à la déformation recherchée (selon la géométrie du capteur, il peut s'agir d'une variation de longueur ou de diamètre). L'optimisation du mode de pilotage et du traitement du signal de ces capteurs a permis d'améliorer les performances de ces systèmes de mesure, notamment vis-à-vis de leur sensibilité à la température et à l'irradiation.

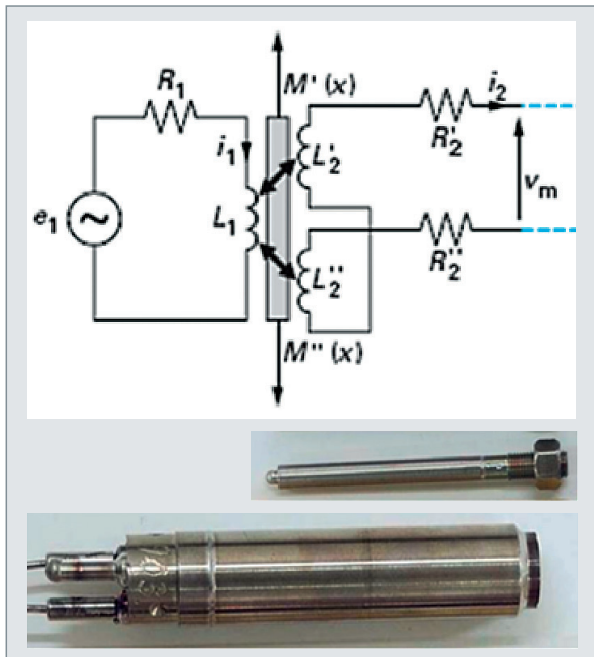


Fig. 36. Capteur magnétique LVDT (*Linear Variable Differential Transformer*) pour la mesure de déformations ou de déplacements en réacteur.

Du côté des innovations, les **capteurs optiques** miniatures de déformation récemment développés dans le cadre du Laboratoire Commun d'Instrumentation CEA-SCK.CEN présentent l'avantage d'une très faible intrusion, car leur diamètre ne dépasse pas quelques centaines de micromètres (fig. 37). L'implantation de systèmes optiques en réacteur a été rendue possible grâce aux résultats de programmes de tests de fibres optiques sous irradiation, comme l'expérience COSI dans le réacteur OSIRIS du CEA Saclay. Cette campagne d'essais a mis en évidence, en 2006, l'excellente tenue à l'irradiation de certaines fibres en silice très pure dans une certaine plage de longueurs d'onde, ouvrant ainsi la voie à l'utilisation de capteurs optiques dans un réacteur nucléaire.

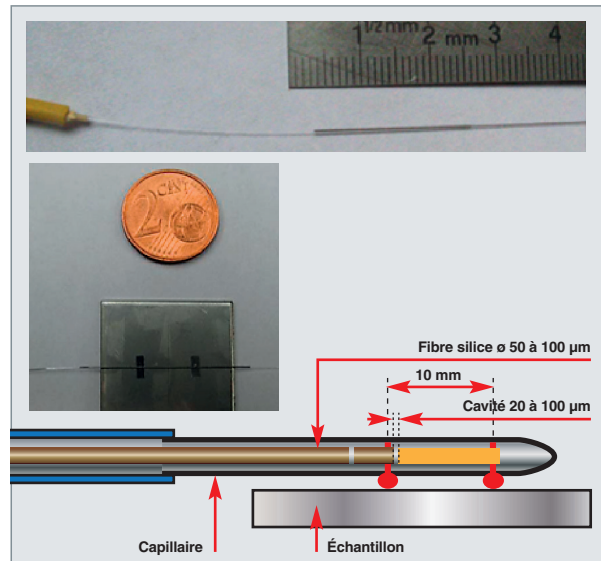


Fig. 37. Capteur optique d'allongement.

Les mesures du relâchement des gaz de fission

Traditionnellement, l'évaluation du relâchement des gaz de fission dans les crayons combustibles s'est contentée d'une mesure simultanée de la pression interne des crayons et de la température du combustible. Toutefois, la simple mesure de la pression ne renseigne pas sur la nature des gaz relâchés, information pourtant nécessaire pour la compréhension des modifications subies par le combustible, lors de l'irradiation. C'est pourquoi, en collaboration avec l'Institut d'électronique du Sud et le SCK.CEN, le CEA a développé et utilise désormais un système de mesure **acoustique** permettant le suivi, en temps réel, de la masse molaire et de la pression du gaz contenu dans les crayons combustibles expérimentaux (fig. 38).

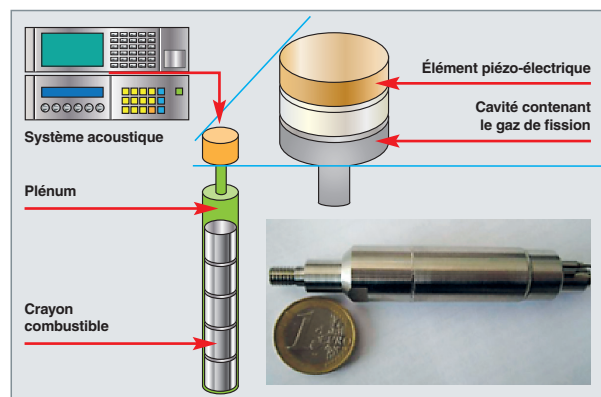


Fig. 38. Capteur acoustique de relâchement des gaz de fission.

Henri SAFA
Direction scientifique
et Jean-François VILLARD
Département d'étude des réacteurs

Valider les calculs de neutronique

Comme indiqué précédemment, dès le début du développement du nucléaire, la physique des réacteurs a eu besoin d'outils expérimentaux, afin de qualifier les modèles physiques utilisés pour l'étude de la propagation et du comportement d'une population de neutrons au sein d'un réseau, et ainsi valider les calculs de dimensionnement des cœurs de réacteurs.

Ces outils, baptisés initialement « piles » (terme provenant de l'empilement de blocs de graphite pour obtenir la première divergence de cœur et une réaction en chaîne contrôlée (Enrico FERMI, décembre 1942), sont désormais connus sous le terme de « ZPR », pour *Zero Power Reactor*, ou son équivalent français : « maquettes critiques ».

Le terme « maquette » indique bien l'objectif de ces outils, à savoir une très grande flexibilité, de manière à pouvoir être facilement instrumentés, à pouvoir simuler des configurations de cœur diverses et variées et à pouvoir diverger aisément, lors de leur approche sous-critique. Le côté formation des scientifiques et ingénieurs du nucléaire est également une facette importante de ces outils.

Tous les grands pays du nucléaire ont développé, dans les années fastes, leurs maquettes critiques pour les raisons indiquées, mais on peut remarquer qu'un grand nombre d'entre elles ont été fermées.

La France a cette particularité d'avoir maintenu opérationnelles ses trois maquettes critiques les plus polyvalentes sur plus de quarante ans, sans interruption.

Au CEA, les programmes expérimentaux sur maquettes critiques s'effectuent aujourd'hui sur ces trois maquettes mettant en jeu de très faibles puissances : ÉOLE, MINERVE et MASURCA implantées à Cadarache. Le comportement neutronique des cœurs étudiés dans ces réacteurs est directement extrapolable aux phénomènes physiques rencontrés dans les réacteurs de puissance, à un *facteur de représentativité près*. Tout en étant sûres, ces maquettes sont très souples, adaptables, faciles d'accès et aisées à instrumenter.

Le retour d'expérience a montré l'importance majeure de ces outils pour l'amélioration de la compétitivité du nucléaire (on peut citer, notamment, le programme ÉPICURE, à la fin des années 80, qui a permis la qualification du chargement des cœurs de REP avec 30 % de combustible MOX, en validant notamment le calcul des interfaces entre assemblages MOX et UOX), et le CEA considère que ces outils demeureront nécessaires dans les prochaines décennies.

Le présent chapitre détaille ces trois maquettes critiques, leur fonctionnement, et illustre leur apport en physique des réacteurs.

La maquette critique en eau, ÉOLE

Objectifs de la maquette critique ÉOLE et description de l'installation

La maquette critique ÉOLE est destinée aux études neutroniques de réseaux modérés à eau légère (réacteurs à eau sous pression et réacteurs à eau bouillante) [1]. Le réacteur est formé d'une structure d'accueil constituée d'un bloc pile offrant une protection biologique et permettant un fonctionnement jusqu'à un **flux neutronique*** de $10^9 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ dans le cœur (fig. 39). Alors que le décret de création initial mentionnait une puissance de 10 kW, la réglementation limite aujourd'hui la puissance de fonctionnement à 100 W (ou 500 W sur demande de dérogation).



Fig. 39. La maquette critique Éole. Vue d'ensemble du bloc pile.

Le réacteur s'articule autour d'une cuve en aluminium d'environ 2,3 m de diamètre et 3 m de hauteur, dimensionnée, à l'origine, pour recevoir les 12 tonnes d'eau lourde des premiers programmes expérimentaux. Depuis le programme ÉPICURE, une autre cuve plus petite (typiquement ~1,2 m de diamètre et 1 m de hauteur), dite « cuve expérimentale », vient prendre place au centre de cette cuve. Une virole à l'intérieur de la cuve expérimentale permet de recevoir, grâce à un jeu de grilles interchangeable, tout type de réseau de réacteur à eau (fig. 40). La forme et les dimensions de ce jeu de grilles, ainsi que de la cuve expérimentale, peuvent être modifiés selon les besoins des programmes expérimentaux.

Quatre barres de sécurité, situées au-dessus de la virole, permettent l'arrêt du réacteur, à tout moment. La structure (plaques ou crayons), la position et la composition de ces barres varient en fonction des cœurs étudiés et de leur réserve

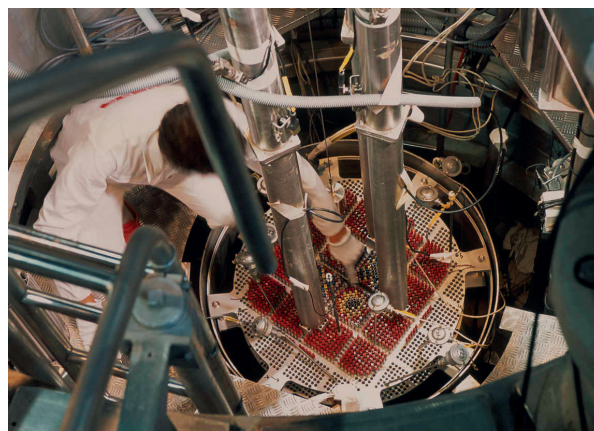


Fig. 40. La maquette critique ÉOLE : vue de dessus d'un réseau combustible expérimental (expérience FUBILA).

de réactivité. La chute de ses barres, à l'aide d'un lanceur et par gravité, est extrêmement rapide.

La **criticité*** est atteinte par ajustement de la concentration en bore soluble du **modérateur*** (eau légère) ou bien par ajustement du nombre de crayons combustibles. Ces deux paramètres sont dits « paramètres critiques ». Une barre de pilotage permet d'effectuer la **divergence*** et de stabiliser la puissance entre 0 W et 100 W.

De nombreux types de combustibles (MOX, UO_2 de type REP et REB, U_3Si_2 de type MTR) et de matériaux absorbants, poisons ou matériaux de structure (B_4C naturel et enrichi, AIC, Hf, $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$, pyrex, Zy-2, acier, etc.) sont utilisables, afin de recréer des réseaux représentatifs des situations industrielles. Les crayons combustibles sont, à la hauteur près (80 cm de hauteur fissile), identiques à ceux des réseaux utilisés dans les réacteurs de puissance.

Deux thermostations sur les circuits d'eau assurant le remplissage, la vidange et l'introduction du bore dans le modérateur permettent de fixer la température du modérateur de 5°C à 80°C , avec une précision de $0,1^\circ\text{C}$, afin d'en mesurer le **coefficient de température***. Ces deux thermostations permettent également de concevoir des cœurs comportant deux zones hydrauliquement indépendantes.

En 1990, le système de contrôle commande du réacteur a été entièrement rénové, afin de disposer, en particulier, du traitement numérique des signaux neutroniques, de l'utilisation

d'automates programmables et de la visualisation sur écran des états du réacteur. En 2003, cette rénovation a été complétée par une réactualisation des baies de contrôle neutronique et du superviseur.

La recherche de l'état critique du réacteur s'effectue à la fois par montée de la solution modératrice (eau borée ou non) dans la cuve du réacteur, jusqu'à ce qu'elle circule dans les circuits de thermorégulation à la température voulue (par déversement entre la cuve et la virole), et par montée des barres de sécurité.

Les techniques expérimentales utilisées sur la maquette ÉOLE

La flexibilité de la maquette critique fait d'ÉOLE un outil incomparable pour la physique des réacteurs à eau légère, en ce sens que les techniques expérimentales utilisées sont adaptées selon les caractéristiques neutroniques des cœurs étudiés.

On distingue essentiellement deux types de mesures, auxquelles sont associées un grand nombre de techniques expérimentales :

- Les mesures dites « en ligne », c'est-à-dire essentiellement le suivi des taux de comptage de chambres à fission (en critique ou en sous-critique), et les grandeurs que l'on peut en déduire ;
- les mesures post-irradiation, effectuées directement sur les crayons combustibles (examens par **spectrométrie gamma***, dits **scrutation gamma*** ou *gamma-scanning*) ou sur des détecteurs (**dosimètres à activation** ou **détecteurs thermoluminescents**), après irradiation dans le cœur (fig. 41).



Fig. 41. Mesure post-irradiation sur un crayon combustible issu de la maquette critique ÉOLE.



Fig. 42. Chambres à fission pour la mesure de flux neutronique dans la maquette critique ÉOLE.

Les mesures de flux neutronique par **chambres à fission*** (fig. 42) se divisent en deux catégories, selon la grandeur intégrale que l'on veut obtenir :

- Les mesures de **cinétique**, essentiellement le temps de doublement et les mesures de chutes de barres absorbantes (« *rod drop* ») ;
- les mesures **quasi statiques**, où l'on analyse le taux de comptage des chambres à fission, afin d'obtenir des informations sur le niveau de criticité du cœur ou encore sur les distributions de taux de fission, ou le spectre local dans le réseau.

Les mesures de spectrométrie gamma (« **scrutation gamma*** » ou « *gamma-scanning* ») sont post-irradiation et fournissent des informations sur les taux de réaction engendrés dans le cœur. Les principaux taux mesurés sont la **fission*** (localement ou le long de traverses) et la **capture radioactive***, au travers de la mesure de l'activité gamma totale du crayon combustible considéré ou celle d'isotopes particuliers (produits de fission ou produits de la capture). Ces mesures sont complémentaires des mesures de distribution de flux par chambres à fission. La mesure par spectrométrie de dosimètres fissiles ou à activation irradiés dans le réacteur permet également de compléter ces informations par d'autres types de taux de réaction.

L'irradiation de détecteurs thermoluminescents (TLD) dans le réacteur, puis la lecture grâce à une stimulation thermique de leur émission lumineuse, permettent de réaliser la mesure de la dose gamma, paramètre physique important qui complète les paramètres neutroniques.

Les programmes expérimentaux de la maquette ÉOLE

Le décret de création d'ÉOLE, en date du 23 juin 1965, a été signé par le Premier ministre Georges POMPIDOU et le secrétaire d'État auprès du Premier ministre chargé de la Recherche scientifique et des questions atomiques et spatiales, Yvon BOURGES. Deux ans de travaux (1964-1965) précéderont la première divergence, qui aura lieu le 2 décembre 1965.

Après cinq années consacrées à l'étude de réseaux à eau lourde, notamment les réseaux CÉLESTIN, le réacteur est utilisé en tant que maquette d'essais de sûreté (1972), avec le programme CABRIOLE pour CABRI, le programme PHÉBÉE pour PHÉBUS et SCARABÉE.

Suivent ensuite des programmes pour :

- L'étude de la criticité : CRISTO I (1978) pour des stockages à pas large de combustible de réacteurs à eau sous pression, complété par CRISTO II (1980) pour l'étude des stockages compacts ;
- l'étude des coefficients de température des combustibles UOx et MOX : CRÉOLE (1979), au cours duquel 200 crayons MOX sont placés dans une boucle pressurisée (température de l'ordre de 300 °C sous une pression de 120 bars) ;
- la qualification des schémas de calcul des absorbants neutrons (hafnium, bore, gadolinium avec différents supports, cobroyés ou en grains) dans des cœurs de type REP UOx (programme CAMÉLÉON, en 1982) ;
- l'étude des réseaux MOX serrés et sous modérés, pour des cœurs à vocation de convertisseur U 238-Pu 239 (programme ÉRASME, en 1985).

Le réacteur ÉOLE entre ensuite dans une période dédiée à l'étude du recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau légère.

Quatre programmes se succéderont :

1989 : programme ÉPICURE ayant pour objectif la qualification des schémas de calcul des cœurs REP chargés à 30 % d'assemblages MOX*. Le programme permettra de ramener la précision des paramètres des réseaux MOX au niveau de celle des réseaux UOx.

1995 : programme MISTRAL, en soutien aux études japonaises et françaises sur les cœurs chargés 100 % MOX, dont le rapport de modération est accru par rapport à celui des REP standards.

2000 : programme BASALA, réalisé en collaboration avec l'organisme japonais NUPEC et la COGEMA, en soutien aux

études japonaises sur les cœurs chargés 100 % MOX dans les réacteurs à eau bouillante (assemblages de 9 × 9 crayons).

2005 : programme FUBILA, en soutien à la validation des codes pour la conception des ABWR (réacteurs à eau bouillante avancés), à haut taux de combustion, recyclant du plutonium. Représentativité améliorée par rapport au programme BASALA, grâce à l'utilisation de crayons de géométrie REB et de teneurs en plutonium plus élevées.

La période de fonctionnement récente d'ÉOLE couvre des programmes en soutien aux réacteurs industriels ou au futur réacteur d'irradiation Jules Horowitz :

2004 : programme ADAPh pour la qualification de l'outil HORUS-3D-P destiné au calcul des échauffements photoniques des dispositifs du réacteur Jules Horowitz.

2006 : programme FLUOLE, destiné à fournir une base de qualification des outils de calcul de la **fluence*** cuve des REP-1300.

2007 : programme PERLE pour l'étude du réflecteur lourd en acier des REP de Génération III.

2009-2011 : programme AMMON pour la qualification de l'outil HORUS-3D utilisé pour les études de conception et de sûreté du réacteur Jules Horowitz.

Le programme expérimental FLUOLE, dans ÉOLE

L'allongement de la durée d'exploitation des réacteurs nucléaires est fondé, entre autres, sur la durée maximale prévisionnelle des éléments non remplaçables de l'installation, à savoir la cuve et l'enceinte. Dans ce cadre, le CEA développe des outils de calcul de prédiction de la fluence à la cuve, à l'aide du code TRIPOLI-4 et des bibliothèques ENDF/B et JEFF associées.

L'expérience FLUOLE, acronyme de FLUence dans ÉOLE, est destinée à produire une base expérimentale de qualification des outils de calcul de la fluence neutronique en protection du CEA et d'EDF dans une configuration de cœur représentative des lamellages eau-acier rencontrés dans les réacteurs 1 300 MWe du parc électronucléaire français [2]. La configuration critique du cœur FLUOLE a été obtenue en novembre 2006, et les irradiations se sont achevées en juin 2007.

Le schéma général de l'expérience FLUOLE, dans ÉOLE, est fondé sur un réseau carré de 29 × 29 crayons combustibles de type REP (UO₂ enrichi en U 235 à 3,7 %), gainés en alliage Zy-4 et placés sous double gainage en AG3, afin d'obtenir un rapport de modération représentatif des REP à chaud.

Les lamellages eau-acier rencontrés en REP entre le cœur et la cuve (cloisonnement, enveloppe et écran thermique) sont

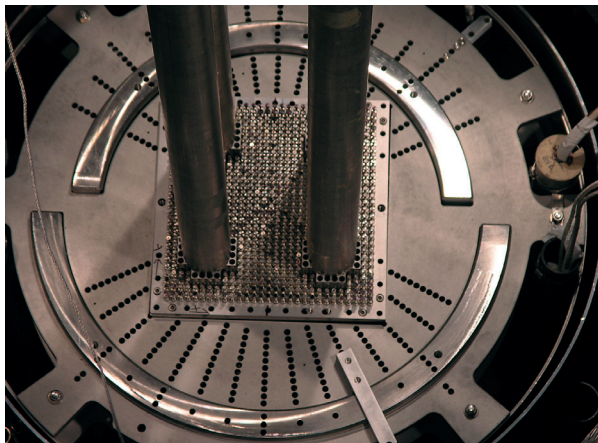


Fig. 43. L'expérience FLUOLE, dans la maquette critique ÉOLE, vue de dessus.

simulés par une plaque en acier inoxydable d'une épaisseur de 22,2 mm (identique à celle des REP), comprenant une partie de forme demi-cylindrique en acier inoxydable et une autre partie en acier inoxydable de forme demi-cylindrique, de rayon différent (fig. 43 et 44).

L'une des caractéristiques de cette expérience est la possibilité de simuler plusieurs azimuts autour du cœur et d'obtenir des mesures précises pour différents niveaux d'énergie des neutrons par une instrumentation spécifique, en fonction des épaisseurs d'eau et d'acier. Ces mesures sont réalisées par chambres à fission et par dosimétrie à activation. Cette dernière est particulièrement étoffée, afin d'obtenir le maximum d'informations sur le spectre neutronique et sa déformation dans les lamellages eau-acier.

Une collaboration avec un laboratoire du CNRS / IN2P3 de Grenoble spécialisé dans la mesure des très basses activités

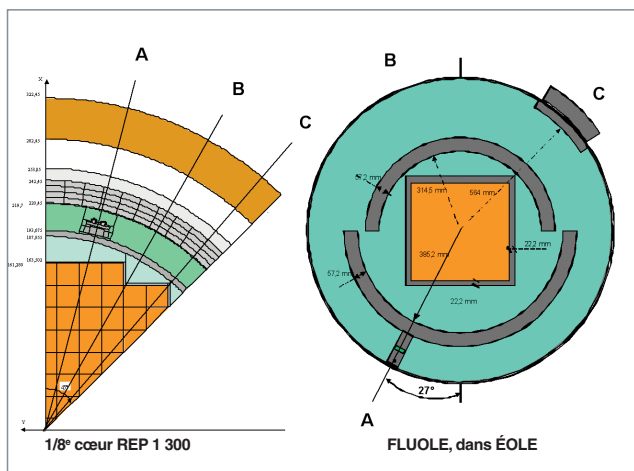


Fig. 44. L'expérience FLUOLE. Schéma de la géométrie du cœur et des réflecteurs.

a permis de consolider les résultats obtenus par dosimétrie dans ces champs neutroniques à forte atténuation. En outre, les mesures réalisées par spectrométrie gamma sur des crayons ÉOLE ont permis de caractériser finement les sources nécessaires au calcul et de participer à la validation des schémas de calcul de cœur de REP avec un cloisonnement représentatif.

Les mesures ont été spécifiquement dédiées à la détermination du flux, à l'aide de détecteurs à activation tels que In 115 (flux rapide > 1,3 MeV), Zn 64 (flux rapide > 2,8 MeV), Al 27 (flux rapide > 7,3 MeV), Au 197 et Mn 55 (flux **thermique*** et **épi-thermique***). Les taux de réaction ont été déterminés sur des traverses représentatives dans tous les matériaux du cœur (combustible, réflecteur, cloisonnement, enveloppe, écran thermique). Des chambres à fission miniatures permettant d'accéder au taux de fission d'isotopes spécifiques (p. ex. Np 237 – flux épi-thermique; U 235 – flux thermique) ont également été utilisées.

Les objectifs de l'expérience sur le plan dosimétrie ont été atteints avec plus de 810 mesures, jusque dans l'élément simulant la cuve et le porte capsule de surveillance.

Le programme expérimental PERLE, dans ÉOLE

L'ensemble des programmes expérimentaux effectués au CEA et, en particulier, sur ÉOLE, n'a, jusqu'à présent été mis en œuvre que sur des cœurs avec du modérateur en périphérie (réflecteur en eau borée ou non).

Les études de conception des REP de Génération III mettent en œuvre un réflecteur épais en acier inoxydable, généralement baptisé « réflecteur lourd », en lieu et place du baffle standard et de l'eau située entre le baffle et l'enveloppe, afin d'améliorer la réflexion des neutrons rapides et de limiter la fluence subie par la cuve.

Le programme PERLE (Programme d'Étude de Réflecteur Lourd dans ÉOLE) est destiné à la qualification des outils de calcul utilisés pour ce type de réacteur, et, en particulier, pour évaluer les erreurs de calcul liées à la présence du réflecteur en acier.

Afin de préserver une certaine cohérence avec le programme FLUOLE, il est apparu intéressant de définir le réseau (pas, taille de la surgaine) en commun. Ainsi, on introduit dans ÉOLE un cœur carré de 27 × 27 (au lieu de 29 × 29 dans le programme FLUOLE) des cellules de type REP contenant des crayons combustibles en UO₂ enrichi en U 235 à 3,7 % gainés en alliage Zy-4 et placés sous double-gainage en AG3, afin d'obtenir un rapport de modération représentatif des REP à chaud (fig. 45 et 46).

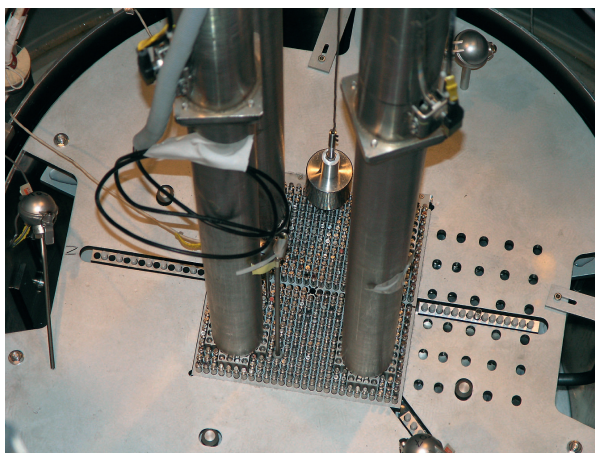


Fig. 45. Le programme PERLE, dans ÉOLE. Vue de dessus-extérieur de l'arrangement du cœur.

Le programme est réalisé en deux phases :

- Une première phase caractérisée par un cœur à réseau régulier REP avec réflecteur acier homogène permet la qualification du calcul du gain de réflecteur, de l'interface cœur / réflecteur, du flux neutronique aux énergies intermédiaires dans le réflecteur et de l'échauffement gamma induit dans l'acier. Il permet, par ailleurs, la réduction des incertitudes sur les données nucléaires ;
- la seconde phase prend en compte, sur un côté du cœur, la présence de canaux d'eau de refroidissement dans le réflecteur lourd. Il s'agit ici de mesurer directement les paramètres neutroniques touchés par la présence de ces canaux d'eau, qui produisent localement une surmodération défavorable au gain de réflecteur.

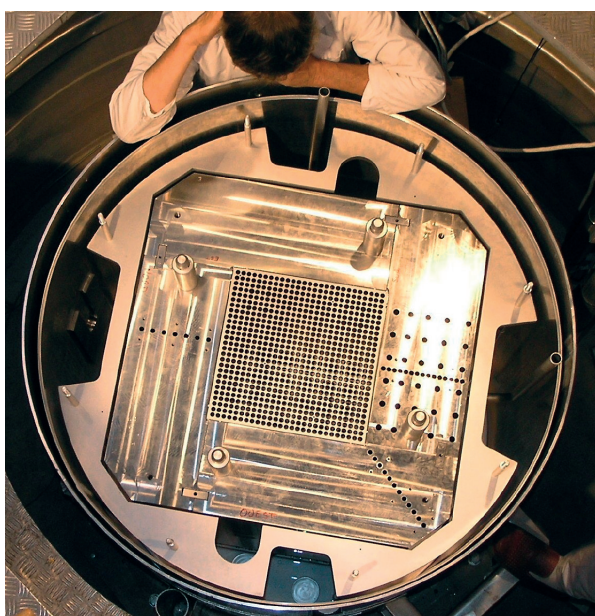


Fig. 46. Le programme PERLE, dans ÉOLE. Vue de dessus-intérieur de l'arrangement du cœur.

Les mesures expérimentales, réalisées entre août 2007 et février 2009, ont porté sur :

- Une caractérisation complète de la distribution de flux neutronique dans le cœur, obtenue par mesures de spectrométrie gamma sur les crayons combustibles ;
- des traverses de flux neutronique par chambres à fission de différents seuils et par l'irradiation de dosimètres à activation, dans le réseau combustible, ainsi que dans le réflecteur (deux traverses radiales et une diagonale) ;
- des mesures de dose gamma dans le réflecteur, obtenues par l'irradiation de détecteurs thermoluminescents.

Pérennisation du programme expérimental CRÉOLE, dans la base internationale IRPHE

Le programme expérimental CRÉOLE, réalisé dans le réacteur ÉOLE dans la période 1978-1981, vise à fournir une information différentielle précise sur le **coefficient de température*** REP entre 20 °C et 300 °C [3].

Le dispositif expérimental se compose d'une boucle centrale d'essai, dans laquelle il est possible de réaliser les conditions de fonctionnement d'un réacteur de puissance de type REP (300 °C et 120 bar), d'une zone de séparation vide et d'un cœur nourricier de taille variable entouré par un réflecteur en eau.

Le coefficient de température isotherme des réseaux UOx et MOX a été mesuré de 20 °C jusqu'à 300 °C dans la boucle centrale pressurisée par la méthode de **temps de doublement***. De surcroît, l'effet en réactivité intégral lié à la variation de la température entre 20 °C et 300 °C a été obtenu, d'une part, par variation de taille critique, et, d'autre part, par empoisonnement équivalent en bore soluble dans la boucle.

Des distributions radiales de taux de fission ont été mesurées par spectrométrie gamma directe sur les crayons combustibles, et des cartes axiales de flux ont été réalisées en utilisant des chambres à fission.

Les mesures ont été réalisées dans quatre configurations expérimentales de la boucle centrale, avec 200 positions de crayons combustibles dans un pas de 1,26 cm, typique des assemblages REP 17 x 17 :

- réseau UO₂ « propre » (200 crayons enrichis à 3,1 % en U 235) ;
- réseau UO₂ « empoisonné avec 1166 ppm de bore dans l'eau » (200 crayons enrichis à 3,1 %) ;
- réseau MOX « propre » (80 crayons avec 3,2 % de teneur Pu et 120 crayons avec 2 % de teneur Pu) ;
- réseau MOX « propre avec trous d'eau » (72 crayons avec 3,2 % de teneur Pu, 108 crayons avec 2 % de teneur Pu et 20 trous d'eau).

Cinq configurations additionnelles ont été obtenues en utilisant des surgaines en aluminium pour simuler les variations de la densité d'eau.

Les mesures du programme CRÉOLE ont concerné :

- Les conditions de fonctionnement : température, pression et titre en bore ;
- les paramètres technologiques de base : géométrie et compositions des matériaux ;
- les paramètres caractérisant l'état critique à la température ambiante ;
- les coefficients de température ;
- le poids en réactivité du bore soluble, en fonction de la température ;
- les distributions de taux de réaction.

Cette expérience a été soumise à la NEA Databank et est désormais pérennisée en tant qu'« expérience de référence » (« *benchmark* ») dans la Base internationale d'expériences en physique des réacteurs IRPHE.

Gilles BIGNAN, Jean-Christophe BOSQ, Philippe FOUGERAS,
Daniel BERETZ et Jean-Christophe KLEIN
Département d'étude des réacteurs

► Références

- [1] P. FOUGERAS, J.-P. HUDEOT, D. RIPPET, F. MELLIER, P. BLAISE, M. ANTONY et N. HUOT, « *The place of ÉOLE, MINERVE and MASURCA facilities in the R&D and training Activities of the CEA* », PHYTRA1 : *First International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications*. Marrakech (Maroc), 14-16 mars 2007.
- [2] D. BERETZ, S. BOURGANEL, P. BLAISE, C. DESTOUCHES, N. HUOT, J.-M. GIRARD, C. DOMERGUE et H. PHILIBERT, « *FLUOLE: A new relevant experiment for PWR pressure vessel surveillance* », ISRD : *International Symposium on Reactor Dosimetry*. Alkmaar (Pays-Bas), 25-30 mai 2008.
- [3] M. DARROUZET, C. GOLINELLI, L. ERRADI, J. CRAY, J. DUFOUR et A. SANTAMARINA, « *CRÉOLE Experiment, measurements of moderator temperature coefficient in UO_2 and UO_2 - PuO_2 lattices* », EURATOM Report COM 4053 EN, 1983.

MASURCA : une maquette critique en air pour l'étude des réacteurs à neutrons rapides

Avec ÉOLE et MINERVE, le réacteur MASURCA constitue l'une des maquettes critiques de « puissance nulle » exploitées par le CEA sur le site de Cadarache. Construit entre 1964 et 1965 (fig. 47), dans le cadre du contrat d'association « Neutrons rapides » conclu en 1962 entre l'EURATOM et le CEA, ce réacteur a divergé, pour la première fois, le 14 décembre 1966. Il a été autorisé à fonctionner à une puissance neutronique maximale de 5 kW, en 1969, et a, depuis lors, été utilisé essentiellement pour l'étude des réacteurs à neutrons rapides* (RNR).

Objectifs de MASURCA et description de l'installation

Comme l'indique une publication faite en 1963 [1], « MASURCA est essentiellement destinée à réaliser des études neutroniques expérimentales sur des cœurs critiques de grande taille, non modérés*, de puissance nulle et utilisant le plutonium comme combustible ».

Le premier objectif de ces expériences est de fournir des données expérimentales pour la validation et la qualification des codes de calcul neutroniques, ainsi que pour l'amélioration des bibliothèques de données nucléaires associées. Ces expériences peuvent être de type analytique / paramétrique ou de type « *mock-up* », c'est-à-dire représentatif d'un cœur complet ou d'une situation particulière reproduite aussi fidèlement que possible (en termes de géométrie, dimensions et compositions des différents milieux constituants). Les possi-



Fig. 48. Vue aérienne de la maquette critique MASURCA.

bilités de cette installation (conçue dans un souci de flexibilité et une recherche de sûreté maximale) et l'importance de son stock de matières (**fissiles***, **fertiles*** et inertes) permettent la réalisation d'un large éventail d'expériences et de configurations de cœur différentes.

La zone MASURCA et le bâtiment réacteur

L'installation MASURCA est implantée sur le Centre de Cadarache et constitue l'Installation nucléaire de base (INB) 39. Elle comprend une plateforme de 6 000 m² incluse dans une zone d'une surface totale d'environ 3 ha entourée par une double clôture (fig. 48). L'INB 39/MASURCA est constituée de quatre bâtiments principaux, reliés les uns aux autres par des galeries souterraines ou des passages couverts en surface : le bâtiment réacteur, le bâtiment contrôle-commande (contenant les dispositifs de pilotage et de surveillance, les salles de contrôle du réacteur et de mesures), le bâtiment de stockage et manutention, ainsi que le bâtiment des auxiliaires qui abrite des ateliers et une partie des systèmes de ventilation de l'enceinte et du cœur.

Le bâtiment réacteur, en partie enterré, a une hauteur totale d'environ 25 mètres. Composé d'une virole métallique de 18 m de diamètre, surmontée d'un dôme, il comprend le cœur du réacteur supporté par de massives structures internes en béton armé servant aussi de protection biologique, les principaux équipements expérimentaux, une zone d'entreposage verticale des assemblages, ainsi que les différents moyens de manutention qui permettent le chargement ou le déchargement de ces assemblages dans le cœur du réacteur (fig. 49).



Fig. 47. Construction du réacteur MASURCA.

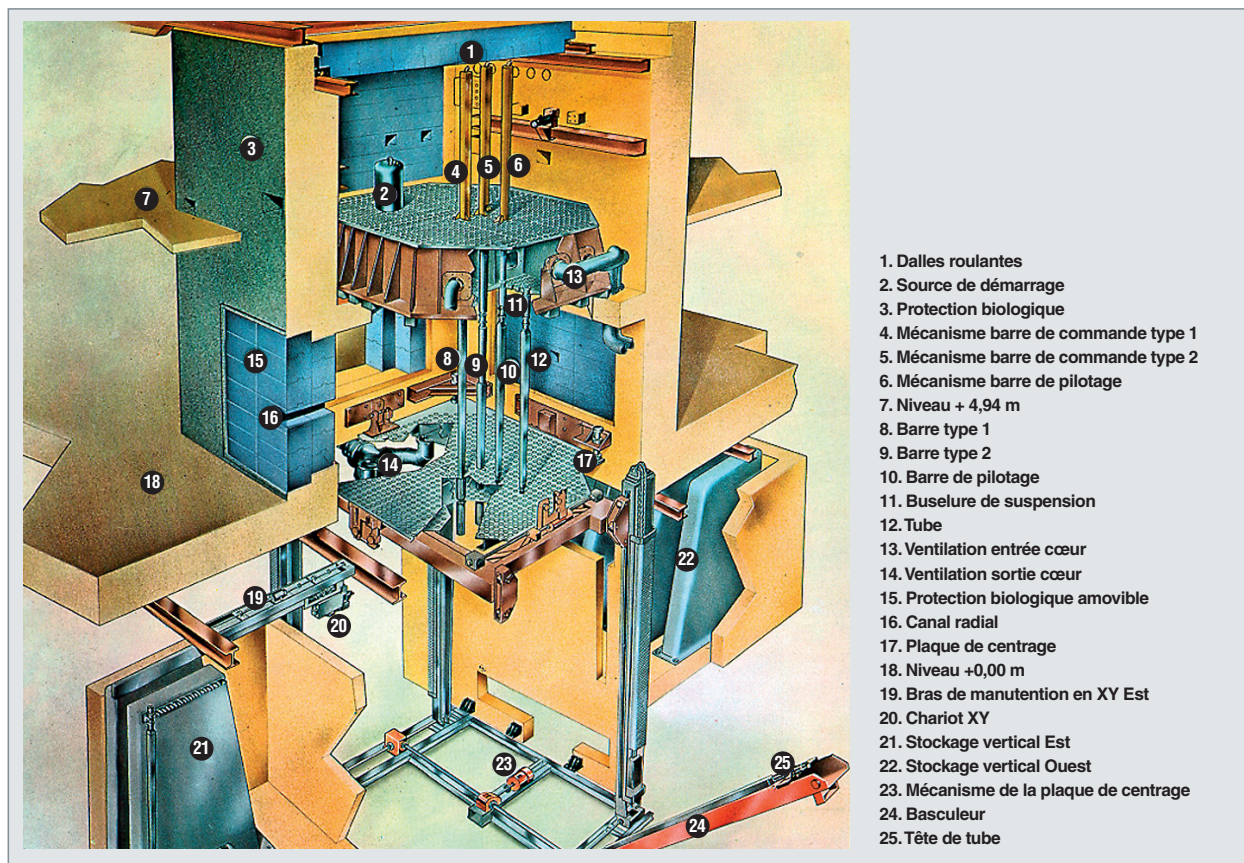


Fig. 49. Le système de manutention des assemblages du cœur de MASURCA.

Constitution des cœurs

Chaque cœur mis en place dans MASURCA est constitué d'un réseau d'assemblages en acier inoxydable dénommés « tubes de chargement », démontables, chargés en éléments de simulation des matériaux constitutifs des cœurs à étudier dans le bâtiment stockage et manutention, et accrochés en partie haute à un caisson parallélépipédique, grâce à des matériels de manutention appropriés (fig. 50).

En pratique, deux types de tubes principaux sont utilisés (fig. 51) :

- Le tube MASURCA, destiné à accueillir des éléments de simulation sous forme de réglottes et de blocs. Il est composé de deux demi-enveloppes en tôle d'acier inoxydable de 105 mm de côté et d'une longueur totale de 3,80 m (tête et pied de tube compris) ;
- le tube 4/4 composé de 4 tubes de 2" de côté reliés en tête et en pied, afin de reconstituer une géométrie globale similaire à celle des tubes MASURCA. L'utilisation de ces tubes permet une meilleure flexibilité, lorsque plusieurs motifs élémentaires doivent être mis en place dans un même tube.

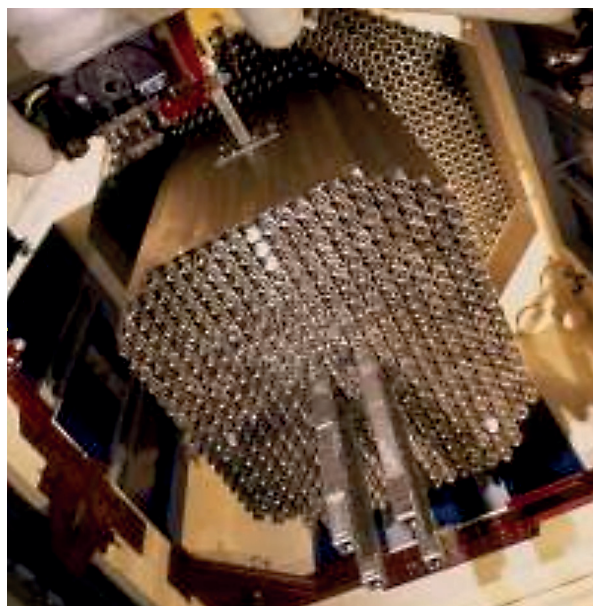


Fig. 50. Le cœur de MASURCA, en cours de montage, vu par dessous.



Fig. 51. Réalisation d'un assemblage constitutif de MASURCA, dans le bâtiment stockage et manutention.

Les matériaux de simulation

Les éléments de simulation (matériaux fissiles, fertiles, réflecteurs, inertes ou absorbants) se présentent sous la forme de :

- Réglettes de section carrée ou circulaire de 1/2 pouce de côté ou de diamètre, et de 4 à 24 pouces de hauteur (fig. 52) ;
- plaquettes à base carrée de 2" de côté et de hauteur variable (1,5 à 6 mm) ;
- blocs à base carrée de 2" ou 4" de côté et, le plus souvent, de 4, 8 ou 12" de long.

Ces éléments sont regroupés de manière à constituer des motifs élémentaires qui sont reproduits à l'intérieur des tubes. Ces motifs élémentaires (cellules) permettent de simuler les caractéristiques (pourcentage volumique des différents matériaux, enrichissement) des cœurs à étudier.



Fig. 52. Réglettes d'éléments de simulation constitutifs du cœur de MASURCA.

La liste des matériaux nucléaires actuellement disponibles à MASURCA comprend : l'oxyde de thorium, l'uranium métallique, jusqu'à 35 % d'U 235, les oxydes d'uranium (appauvri et enrichi jusqu'à 30 % d'U 235), le plutonium métallique, l'oxyde de plutonium et les oxydes mixtes d'uranium/plutonium, avec des teneurs en Pu 240 variant de 8 à 44 %. Plusieurs types de matériaux inertes (sodium, acier, graphite, plomb) sont également utilisés pour simuler le caloporteur, le réflecteur et les matériaux de structure. Les quantités disponibles permettent de construire des cœurs avec différents volumes de zone fissile : le plus petit cœur chargé dans MASURCA correspondait à un volume de 140 litres, alors que le plus gros était de 3 400 litres (à comparer aux 1 500 litres du volume du cœur de PHÉNIX).

Moyens de commande et de pilotage

Les organes de commande et de sécurité associés au cœur sont :

- Les barres de sécurité qui assurent la sécurité du réacteur en fonctionnement et en manutention ;
- la barre de pilotage qui est utilisée pour la conduite du réacteur.

Le nombre de barres de sécurité dépend des caractéristiques et de la taille des cœurs, mais un minimum de quatre est requis. Ces barres sont des tubes spéciaux, constitués d'une partie de section carrée dont le chargement est identique à celui d'un tube combustible (ou réflecteur), surmontée d'un élément cylindrique contenant les modules de matériaux absorbants (des réglettes ou des blocs de carbure de bore). Ces barres sont raccordées à un mécanisme, placé sur la tige de suspension, qui permet de mouvoir et de faire chuter la barre par gravité (fig. 53). En fonctionnement normal, ces barres sont positionnées axialement, de telle manière que leur partie fissile soit exactement en regard des empilements fissiles des autres tubes combustibles. La partie absorbante est alors complètement extraite et sans influence sur la zone combustible du cœur.

Une barre dite « de pilotage » permet de rendre le réacteur critique et d'ajuster la puissance au niveau requis pour les expériences. Là encore, la conception adoptée a pour objectif de réduire au minimum les perturbations engendrées par ce dispositif. Cette barre se compose ainsi d'une partie mobile, dont le volume est restreint, insérée dans un tube dont les matériaux sont similaires à ceux des tubes voisins. Un empilement de réglettes fissiles entouré d'acier, en partie haute, et de matériau modérateur, dans sa partie basse, constitue la partie mobile. La modification du bilan neutronique induite par l'introduction progressive des blocs modérateurs dans le matériau fissile de la barre de pilotage permet d'atteindre la criticité.



Fig. 53. Vue de la taque de suspension du cœur et des mécanismes des barres de sûreté de MASURCA.

Pour satisfaire à l'objectif de non-modération des neutrons issus du cœur, les tubes sont refroidis avec de l'air. Le système associé permet, en particulier, d'assurer dans chaque tube contenant de la matière fissile un débit d'air suffisant pour évacuer la puissance dégagée, de réguler l'air, de manière à ne pas perturber les mesures physiques, d'assurer la sécurité de l'installation, du personnel et de l'environnement, en détectant et en filtrant une éventuelle contamination radioactive. La température d'entrée du circuit de ventilation du cœur peut être réglée entre 20 °C et 35 °C. Le débit total est également réglable.

Moyens de mesure

La puissance neutronique maximale autorisée est de 5 kW. Selon les cœurs, le **flux neutronique*** total maximum au centre du cœur varie alors entre quelques 10^{10} n.cm⁻².s⁻¹ et 10^{11} n.cm⁻².s⁻¹. Ces valeurs sont suffisamment hautes pour permettre la réalisation de bonnes mesures dans des temps d'acquisition raisonnables (statistique des comptages).

De nombreux moyens de mesure existent et peuvent être conçus à la demande, en fonction des besoins. Deux canaux radiaux perpendiculaires, et autant de canaux axiaux que nécessaire (1 par tube), peuvent ainsi être aménagés dans le cœur. Ces canaux sont généralement de dimension équivalente à une règle carrée de 1/2 pouce de côté (1,27 cm).

Des canaux radiaux de plus grande dimension peuvent être aménagés à l'image de ceux mis en place lors des programmes RACINE (configuration IRMA) et MUSE-4.

Ils permettent d'introduire et de déplacer dans le cœur : des chambres à fission, des dosimètres inerts ou fissiles, des sources de neutrons, ainsi que des détecteurs thermo-luminescents et des chambres à ionisation pour des mesures d'échauffement gamma. *In fine*, ces canaux permettent d'accéder à des distributions spatiales de taux de réaction, données particulièrement intéressantes pour les équipes en charge de la validation et de la qualification des systèmes de calcul neutroniques.

Par ailleurs, de nombreux compteurs et thermocouples peuvent être répartis dans les différentes zones du cœur. Ces moyens permettent de suivre les mesures de manière redondante et consolident l'analyse des phénomènes étudiés au cours des expériences.

Les programmes expérimentaux de MASURCA

Après une phase d'exploitation initiale dédiée à la quantification des performances de l'installation et à la mise au point des premières techniques expérimentales de mesures (1967-1969), on peut identifier trois grandes périodes de programmes expérimentaux :

- Une première phase (1969 à 1994) de soutien au développement des réacteurs à neutrons rapides (RNR) refroidis au sodium (RAPSODIE, PHÉNIX, SUPERPHÉNIX) ;
- une seconde phase (1994-2000) dédiée aux études d'incinération d'actinides dans ce type de réacteur (cœurs « brûleurs de plutonium ») ;
- une dernière phase (2000-2006) dédiée à l'étude du comportement des cœurs à spectre rapide de réacteurs sous-critiques (type **ADS*** : *Accelerator Driven System*).

Première phase : soutien au développement de la filière RNR (1969-1994)

Une fois le réacteur MASURCA parfaitement caractérisé, les programmes se sont concentrés, au fur et à mesure de la disponibilité des matières fissiles, sur des études de base, en soutien au réacteur PHÉNIX, qui a démarré en 1973, et au réacteur SUPERPHÉNIX, qui a démarré en 1985.

Jusqu'au milieu des années 70, les expériences ont consisté en des études paramétriques de base sur des cœurs homogènes. La nature du combustible simulé (métal ou oxyde d'uranium ou uranium / plutonium), le ratio hauteur sur diamètre de la zone combustible, la teneur en matériau fissile et les caractéristiques de la zone de refroidissement ont été étudiés.

téristiques des **couvertures fertiles*** (uranium appauvri, oxyde d'uranium, acier/sodium) étaient les principaux paramètres modifiés lors des expériences. Les premières études ont conduit à la mise au point et à la qualification d'un formulaire de calcul neutronique pour les réseaux à spectre rapide (baptisé CARNIVAL) permettant de dimensionner les cœurs de RNR avec forte teneur en Pu et **zonage*** de cette teneur.

À titre d'illustration, on peut citer le programme **PLUTO**, réalisé en s'appuyant sur la disponibilité de trois combustibles UO_2 et PuO_2 différents avec 8 %, 18 % et 44 % de Pu 240 qui visait à l'amélioration des connaissances sur les isotopes supérieures du plutonium et qui a permis l'élaboration d'une nouvelle version de référence du formulaire de calcul (CARNIVAL IV).

Les expériences en soutien au démarrage de SUPERPHÉNIX ont ensuite été dédiées à l'étude neutronique des cœurs hétérogènes axiaux (dans lesquels les assemblages fertiles sont insérés dans la zone fissile, afin d'améliorer le **gain de surgénération*** et le **temps de doublement***). Des géométries de cœur relativement simples ont été choisies, dans lesquelles l'épaisseur et la position de la couronne fertile (paramètres typiques du concept hétérogène) varient de manière systématique (fig. 54).

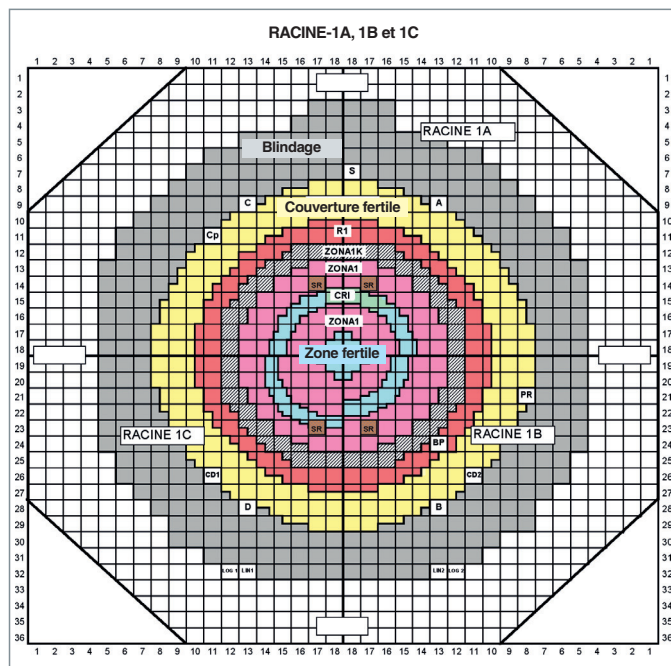


Fig. 54. Schéma du cœur de l'expérience RACINE, dans MASURCA, pour l'étude des cœurs radialement hétérogènes à neutrons rapides. Les différentes zones du cœur correspondent à des zones fissiles et fertiles, agencées selon des couronnes d'épaisseurs différentes dans les trois expériences RACINE 1 (A, B, C).

De nombreuses mesures d'**effet de vidange*** sodium (paramètre important pour la sûreté des RNR) ont été également réalisées, ainsi que la simulation du plan de chargement de l'approche sous-critique adoptée pour SUPERPHÉNIX.

Après le démarrage de SUPERPHÉNIX, les programmes ont continué avec des objectifs multiples, comme :

- Réduire l'incertitude sur la prédiction de la perte de réactivité due aux noyaux lourds ;
- améliorer les outils utilisés pour le calcul de l'échauffement gamma et le dépôt d'énergie dans les absorbants ;
- obtenir des informations complémentaires sur les effets d'hétérogénéité dus à l'arrangement géométrique des **absorbants*** dans l'assemblage de commande.

Seconde phase : les cœurs « brûleurs de plutonium » (1994-2000)

Suivant les nouvelles orientations définies par la loi française de 1991 sur la gestion des déchets radioactifs à vie longue, un programme de recherche dénommé **CIRANO** a débuté en 1994, destiné à l'étude des cœurs brûleurs de plutonium. La première partie était consacrée au remplacement des couvertures fertiles par des réflecteurs en acier / sodium. La seconde partie de ce programme a étudié les aspects liés au stockage des combustibles dans la cuve (incluant l'effet d'une rangée de tubes absorbants entre le cœur et cette zone de stockage). Enfin, la dernière partie de ce programme a impliqué le chargement de tubes avec une forte teneur en plutonium (de 25 à 48 %) et diverses compositions isotopiques du plutonium dans la zone centrale (teneur en Pu 240 de 8 à 33 %). La large base expérimentale obtenue étend le domaine de qualification du code ERANOS, nouveau code de référence du CEA pour la neutronique des RNR, devenu une référence mondiale (utilisation par l'Inde, la Chine, les États-Unis...).

Toujours en soutien aux demandes de la loi de 1991, le programme **COSMO** a été lancé à la fin des années 90 pour étudier les aspects de physique des réacteurs liés à la **transmutation*** des produits de fission à vie longue dans des **cibles*** modérées en réacteurs à neutrons rapides. Dans la première partie de ce programme, un assemblage modéré constitué d'une zone de sodium entourée d'aiguilles en $^{11}\text{B}_4\text{C}$ est placé au centre du cœur. Dans la seconde partie, l'assemblage modéré est déplacé à l'interface cœur/réflecteur. Durant la dernière partie, les effets de différents modérateurs $^{11}\text{B}_4\text{C}$, CaH_2 , ZrH_2 ont été étudiés. Pour ces configurations, des mesures de **taux de fission*** et de **spectre neutronique*** ont été réalisées au centre et au contact des assemblages modérés. Ces expériences ont aidé à la conception des expériences d'irradiation ÉCRIX dans le réacteur PHÉNIX (qui ont eu lieu en 2003 et ont permis des avancées significatives dans le domaine de la transmutation).

Troisième phase : la neutronique des systèmes sous-critiques (2000-2006)

Dans le cadre des études sur la transmutation des produits de fission à vie longue dans les systèmes sous-critiques, dits « hybrides », car couplant un réacteur et un accélérateur (« Accelerator Driven Systems » [ADS*]), le programme MUSE (Multiplication par source externe) a pour objectif d'étudier la physique de ces concepts et la question clé du contrôle de leur réactivité. Après une période de dégrossissage, les expériences se sont poursuivies dans un cadre européen, MASURCA devenant l'outil de référence pour l'étude de la physique des systèmes sous-critiques (voir encadré, ci-dessous).

De nombreux programmes de MASURCA ont fait l'objet de collaborations internationales – avec l'Agence nationale italienne pour l'énergie atomique (ENEA), le Centre de recherches de Karlsruhe (FZK), le Laboratoire d'Argonne (ANL), le Centre de

recherches nucléaires belge (CEN-SCK...) – et d'exercices d'intercomparaison, afin de mettre en parallèle différentes techniques expérimentales et méthodes d'analyse (mesure de taux de fission et de capture, poids en réactivité d'assemblages de commande, mesure de la fraction de **neutrons retardés***).

Alain ZAETTA et Frédéric MELLIER

Département d'étude des réacteurs

► Références

[1] A.P. SCHMITT, F. STORER, G. VEDRYES, G. TAVERNIER et J. VAN DIEVOET, « MASURCA. Maquettes critiques à neutrons rapides. Description fonctionnelle et objectifs », *Proceedings of the symposium on exponential and critical experiments held by the I.A.E.A. in Amsterdam, The Netherlands, 2-6 September 1963*, vol. 1, p. 135-155.

[2] *Global results from deterministic and stochastic analysis of the MUSE-4 experiments on the neutronics of accelerator - driven systems* - Nuclear Science Engineering, vol. 158, p. 49-67 (2008).

Le programme MUSE-4 (2000-2004)

Les expériences MUSE conduites au centre de Cadarache, dans le réacteur MASURCA, constituent une étape fondamentale pour la compréhension du comportement d'un milieu multiplicateur **sous-critique*** piloté par une source externe de neutrons (ADS* pour « Accelerator Driven System », étudiés comme des systèmes potentiellement intéressants pour la transmutation de certains actinides).

Menées dans un réacteur où la puissance est très faible (< 5 kW) et où les effets de température sont négligeables, ces expériences reposent sur l'utilisation d'une source externe de neutrons, bien connue en termes d'intensité et de spectre neutronique, permettant de séparer la validation expérimentale du milieu sous-critique de la validation expérimentale des caractéristiques de la source externe.

Les expériences préliminaires MUSE-1 puis MUSE-2, menées à l'aide d'une source de californium 252 placée au centre du cœur, ont permis de vérifier que les techniques expérimentales mises en œuvre dans des cœurs **critiques*** étaient aussi utilisables dans des configurations sous-critiques. Plus tard, les expériences MUSE-3 ont constitué la première étude paramétrique d'importance, avec la mise en œuvre de plusieurs configurations présentant des niveaux de sous-criticité croissants. Fondées, cette fois-ci, sur l'utilisation d'un générateur de neutrons du commerce placé, là encore, au centre du cœur, ces expériences ont surtout contribué à préciser les caractéristiques d'une future source de neutrons plus intense et mieux adaptée aux expériences envisagées. C'est cette source intense qui a été mise en œuvre dans l'expérience MUSE4, qui s'est déroulée dans le cadre d'une large collaboration internationale regroupant 15 organismes de 12 pays différents.

Les objectifs étaient : 1) le contrôle d'un cœur rapide sous-critique, avec une source externe de neutrons simulant la source de **spallation*** d'un ADS ; 2) la caractérisation d'un tel système, afin de fournir des données expérimentales pour la validation des outils de calcul neutronique ; 3) l'investigation des techniques et méthodes d'analyse pour le contrôle et le suivi en ligne de la réactivité du cœur sous-critique.

Toutes les configurations, représentatives d'un cœur incinérateur à neutrons rapides, ont été chargées avec du combustible MOX et du sodium comme caloporteur. Le cœur a été entouré, axialement et radialement, d'un réflecteur composé de sodium et acier. La simulation d'une cible de spallation et de la source de neutrons (le générateur de neutrons GENEPI) consistait en un faisceau horizontal de deutons de 250 keV sur une cible de titane deutéré ou tritié (TiD ou TiT) située au centre du cœur et entourée d'une zone tampon en plomb.

L'expérience a montré que le niveau de réactivité d'un ADS pouvait être calibré avec une précision de l'ordre de 10 % (avec un **facteur de multiplication*** k_{eff} de 0,95) et que le ratio « courant de l'accélérateur sur puissance du cœur » constituait un indicateur simple pour le suivi de la réactivité en ligne.

À titre d'exemple, les deux figures 55 a et b, ci-dessous, qui présentent les résultats expérimentaux et les calculs associés pour la mesure fine des taux de fissions sur une traverse radiale du cœur pour des neutrons thermiques et pour des neutrons rapides, dans le cadre du programme MUSE, indiquent le très bon niveau de validation des outils de calcul de cœur développés au CEA pour les réseaux à spectre rapide.

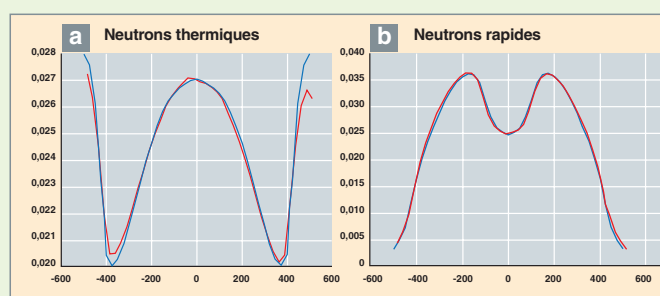


Fig. 55. Traverse radiale de taux de fission en neutrons thermiques et rapides (rouge=mesure, bleu=calcul).

La maquette critique en eau, MINERVE

Objectifs du réacteur MINERVE et description de l'installation

Le réacteur MINERVE est destiné aux études neutroniques sur des réseaux combustibles de différentes filières de réacteurs nucléaires, essentiellement pour l'amélioration de la connaissance des données nucléaires de base. Il est, par ailleurs, utilisé comme support à des activités d'enseignement et de formation (formation de futurs exploitants de réacteurs, travaux pratiques pour les ingénieurs Génie atomique...) [1].

Le réacteur est construit dans une piscine parallélépipédique en acier inoxydable de 120 m³. Le modérateur est de l'eau ordinaire déminéralisée, épurée sur des filtres et résines échangeuses d'ions. Le refroidissement du cœur, immergé sous 3 m d'eau, s'effectue par convection naturelle. La puissance maximale est de 100 W, qui correspondent à un flux thermique de 10⁹ n.cm⁻².s⁻¹.

Le cœur est divisé en deux zones (fig. 56) :

- Une zone nourricière, constituée d'assemblages à plaques d'alliage aluminium/uranium de type MTR (gainées en aluminium et assemblées en éléments contenant 9, 12 ou 18 plaques, chacun), entourée d'un réflecteur en graphite ;
- une zone de mesure recevant divers types de réseaux expérimentaux introduits dans une cavité carrée de 70 cm de côté, au centre de la zone nourricière. Cette zone expérimentale permet de reproduire des spectres neutroniques caractéristiques de différentes filières de réacteurs nucléaires.

La commande est assurée par quatre barres de commande/sécurité identiques, constituées de deux plaques en hafnium naturel gainées inox, qui coulisent au centre d'un élément combustible de 12 plaques. L'accouplement des barres aux mécanismes de montée-descente est effectué à l'aide d'électro-aimants, autorisant la chute par gravité. La salle de contrôle du réacteur et l'ensemble du système de contrôle commande, utilisant des baies SIREX, ont été rénovés en 2002.

Les principaux atouts du réacteur MINERVE résident dans :

- **la précision des mesures** réalisées par la technique d'oscillations, dans le but de déterminer le poids en réactivité d'échantillons contenant les matériaux étudiés (voir encadré, *infra*, p. 63) ;

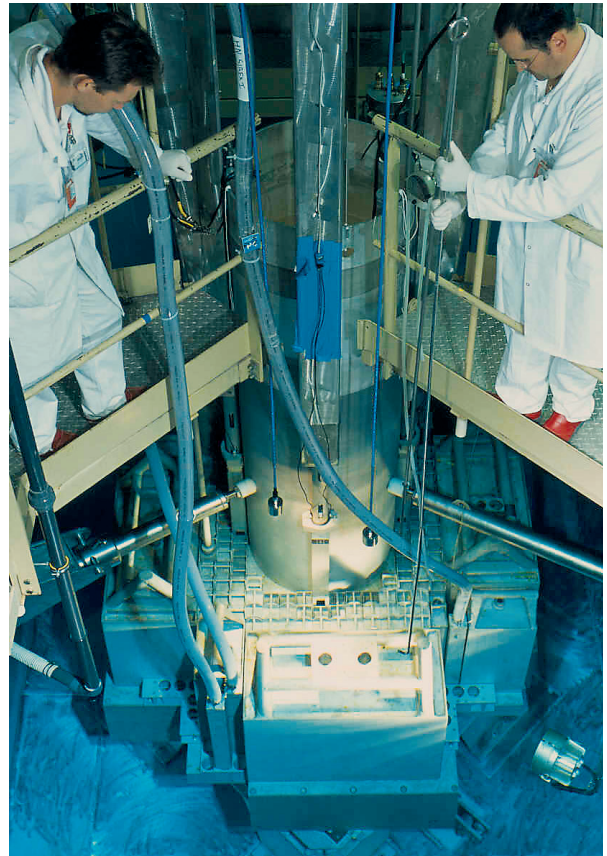


Fig. 56. Vue du dessus du réacteur MINERVE. On distingue, au centre, la zone de mesure et, en périphérie, le cœur nourricier.

- **la flexibilité en termes de spectres neutroniques.** Il est, en effet, possible de couvrir la plage entière de spectres neutroniques d'un spectre très thermalisé représentatif d'un **dissolveur*** de la chaîne de traitement du combustible usé, jusqu'à un spectre rapide, en passant par des spectres de type REP, REP-MOX, REB ou **épithermiques*** :

Tableau 9

Assemblage	Réseaux expérimentaux	Spectre neutronique
MÉLODIE	R1-UO ₂	Spectre REP UO ₂
MÉLODIE	R1-MOX	Spectre REP MOX
MÉLODIE	R2-UO ₂	Spectre dissolvant
MÉLODIE	REB	Spectre REB
CARMEN*	CARMEN	Spectre épithermique
ERMINE	ERMINE	Spectre rapide

* Assemblage en cours de conception.

- **le faible coût des expériences.** Les expériences sont généralement réalisées dans des configurations de cœur déjà existantes ou ne nécessitant pas l'approvisionnement en nouveau combustible, d'où le coût réduit des expériences. Le coût principal provient de la fabrication des échantillons d'oscillation, qui contiennent de faibles quantités de matière et restent donc relativement peu onéreux. Ces faibles quantités à mettre en jeu facilitent souvent la faisabilité de l'expérience, compte tenu de la rareté de certains d'entre eux, et permettent d'obtenir des informations intégrales sélectives quant aux isotopes étudiés.

Les assemblages couplés de la maquette MINERVE

L'assemblage MÉLODIE est un cylindre de 71,2 cm de diamètre (fig. 57). Le centre de la structure interne MÉLODIE est constitué d'une grille inférieure et une grille supérieure en aluminium, percées de 801 trous au pas de 1,26 cm, et reliées par des tubes aluminium qui servent de surgaines au combustible. Cette zone forme un cylindre de 40 cm de diamètre environ, dont le chargement en combustible peut varier selon le spectre neutronique recherché :

- réseau MÉLODIE R1- UO_2 , représentatif des REP- UO_2 , comprenant 776 cellules contenant un crayon UO_2 enrichi à 3 % en U 235, 24 cellules placées à la périphérie du réseau contenant des crayons aluminium et la cellule centrale accueillant la canne d'oscillation ;
- réseau MÉLODIE R1-MOX, représentatif des REP-MOX, comprenant 124 cellules centrales contenant des crayons UO_2 - PuO_2 chargés à 4 % en Pu, 28 cellules en périphérie des précédentes, contenant des crayons UO_2 - PuO_2 chargés à 3,6 % en Pu et placés à proximité des angles, et la cellule centrale accueillant la canne d'oscillation ;
- réseau MÉLODIE R2- UO_2 , représentatif d'un dissolvant, identique à la configuration R1- UO_2 , à l'exception d'un trou d'eau central de 3x3 cellules qui permet d'obtenir le spectre désiré bien thermalisé dans le canal d'oscillation ;
- réseau MÉLODIE REB, représentatif d'un réacteur à eau bouillante, identique à R2- UO_2 , à l'exception de son centre constitué d'un bloc en aluminium de 11,34 cm de côté (soit l'équivalent de 9 cellules), percé en son centre d'un canal de 15,5 mm de diamètre.

Un nouvel assemblage, en cours de conception, sera introduit dans le réacteur MINERVE, en 2011. Ce massif CARMEN sera dédié à l'étude des réseaux sous-moderés.

L'assemblage ERMINE fut un massif expérimental pouvant recevoir plusieurs réseaux expérimentaux représentatifs des spectres rapides. À l'heure actuelle, ce réseau n'est plus disponible.

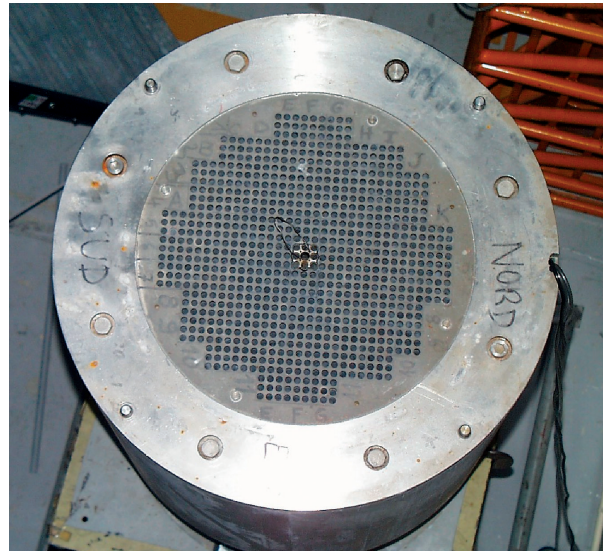


Fig. 57. Zone de mesure de la maquette critique MINERVE, équipée de l'assemblage MÉLODIE.

Les programmes expérimentaux de la maquette MINERVE

Le réacteur MINERVE a divergé le 29 septembre 1959, au CEA de Fontenay-aux-Roses.

MINERVE a d'abord été utilisé essentiellement pour les mesures de **sections efficaces*** thermiques et d'**intégrales de résonance***, ainsi que pour les études de recyclage du plutonium dans les filières à uranium naturel.

En 1966, fut réalisé dans MINERVE le premier assemblage critique thermique-rapide de la série ERMINE (Expérience Rapide MINERVE), qui comportait une zone nourricière, une zone de transition et une zone expérimentale. MINERVE a alors été dédié aux études pour la filière des réacteurs à neutrons rapides, effectuées en plaçant dans la cavité centrale de MINERVE des volumes nettement sous-critiques de différents réseaux multiplicateurs à neutrons rapides (ERMINE 1 à 3).

À partir de novembre 1971, ont été réalisés en alternance des cœurs « rapides » ERMINE 4 et ERMINE 5, et des cœurs MÉLODIE (eau légère) : première qualification des réseaux combustibles à eau légère, puis qualification du réseau REP type 17 x 17.

Le 30 avril 1976, le réacteur MINERVE a fonctionné pour la dernière fois à Fontenay-aux-Roses. Son transfert et son remontage à Cadarache se sont effectués en 1976 et 1977, dans le cadre des mesures de décentralisation visant à regrouper en dehors de la Région parisienne la majeure partie des expériences critiques du CEA.

La technique d'oscillations dans le réacteur MINERVE

La technique expérimentale d'oscillations, employée dans le réacteur MINERVE, est utilisée pour mesurer de faibles variations de réactivité [2]. L'intérêt des oscillations provient du fait que l'on peut effectuer des mesures neutroniques en utilisant de très faibles quantités de matériaux, par exemple un seul élément combustible ou un petit échantillon de quelques grammes du corps ou de l'isotope étudié.

La technique consiste à faire osciller mécaniquement des échantillons étudiés au centre du réseau expérimental, dans le but de mesurer la variation de réactivité associée. L'incertitude sur la réactivité liée à la reproductibilité de l'expérience est inférieure à 1 %. Chaque échantillon est placé dans une canne d'oscillation et déplacé périodiquement et verticalement entre deux positions situées respectivement dans le plan médian et en dehors de la zone expérimentale.

Le signal du train supérieur (contenant l'échantillon étudié) est comparé au signal du train inférieur (contenant un échantillon de référence) de la canne d'oscillation (fig. 58). La différence d'effet en réactivité de deux échantillons permet, ensuite, de s'affranchir de l'effet des trains supérieur et inférieur. Chaque échantillon est généralement mesuré cinq fois, afin d'identifier les éventuels biais systématiques et de réduire l'écart type sur la moyenne des mesures. Une mesure consiste typiquement en vingt oscillations de 60 s, chacune.

La variation de flux induite par l'oscillation est détectée par une **chambre d'ionisation à dépôt de bore*** appelée « chambre pilote », placée à l'extérieur de la zone nourricière et asservie à une barre de pilotage automatique composée d'un stator et d'un rotor couverts de secteurs de cadmium : leur recouvrement, plus ou moins important, provoque une variation de réactivité pouvant atteindre ± 20 pcm environ. La correspondance entre l'angle de rotation de la barre et la réactivité est déterminée expérimentalement à l'aide d'échantillons d'étalonnage à divers enrichissements en U 235 et diverses teneurs en B 10, dont la réactivité est connue avec une incertitude inférieure à 1 %, par l'intermédiaire de calculs déterministes.

En cumulant quadratiquement les incertitudes liées à la reproductibilité des mesures (~ 1 %), au bilan matière des échantillons (~ 1 à 2 %) et à l'étalonnage de la barre de pilotage automatique (~ 2 %), l'incertitude finale sur la réactivité est de l'ordre de 3 % à 1σ .

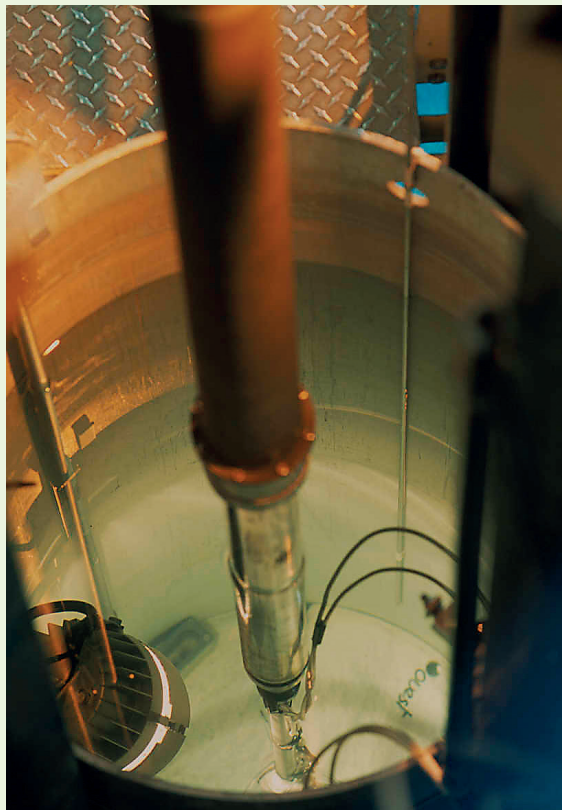


Fig. 58. vue du dispositif mécanique d'oscillation dans MINERVE.

L'amplitude moyenne du signal de la barre de pilotage automatique est déterminée pour chaque cycle d'oscillation. La comparaison des amplitudes de chaque cycle d'une même mesure donne une information sur la répétabilité de l'expérience. La comparaison de l'amplitude moyenne des cinq mesures d'un même échantillon donne une information sur la reproductibilité des mesures. L'amplitude moyenne sur l'ensemble des mesures d'un même échantillon est alors comparée à celle des échantillons d'étalonnage, afin de déterminer en relatif l'effet en réactivité de l'échantillon étudié.

Les valeurs expérimentales sont généralement interprétées par un calcul neutronique de perturbation exacte. Les effets en réactivité des échantillons étudiés sont également ramenés dans le calcul à l'effet en réactivité de l'U 235 et du bore, par l'intermédiaire des échantillons d'étalonnage.

À partir de septembre 1977, les configurations à eau légère et rapide reprennent, en alternance, dans MINERVE : première qualification des **poisons consommables*** à base de gadolinium, programme EURATOM sur le recyclage du plutonium en REP.

À partir du second trimestre 1986, les expériences MOR-GANE, destinées à l'étude des réseaux à eau légère de type

sous-modéré* (RSM), sont réalisées dans MINERVE (combustible $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$). L'objectif est de mesurer la capture globale des produits de fission par oscillation de combustibles irradiés.

1993-2001 : programme CREDIT BURN-UP ayant permis de mesurer, dans des spectres de type dissolvant, REP-UOx, REP-MOX et REB, les effets en réactivité des 15 produits de

fission les plus antiréactifs (représentant 80 % de l'empoisonnement total dus aux produits de fission), et ainsi de qualifier leurs sections efficaces de capture.

2003-2004 : programme HTC (Hauts Taux de Combustion), ayant consisté à mesurer, respectivement dans des spectres de type REP-UOx et REP-MOX, la perte de réactivité par cycle de combustibles UOx et MOX irradiés jusqu'à ~65 GW.j/t. Ce programme sera complété, en 2010, par le programme HTC-ALIX d'oscillations, dans un spectre de type REP, de combustibles UOx irradiés jusqu'à ~85 GW.j/t.

2003 : programme VALMONT (*Validation of ALuminium Molybdenum uranium fuel for NeuTronics*) pour la qualification du formulaire de calcul HORUS-3D utilisé pour les études préliminaires de sûreté du futur réacteur Jules Horowitz, et son adaptation aux spécificités du combustible UMo/Al.

2005 : programme ADAPh (Amélioration des Données de bAse Photoniques) réalisé dans un spectre REP-UOx et visant à qualifier le schéma de calcul HORUS-3D-P des **échauffements photoniques gamma*** des dispositifs du réacteur Jules Horowitz.

Depuis 2005 : deux programmes d'oscillations sont réalisés alternativement dans divers spectres neutroniques d'intérêt : le programme OCÉAN (Oscillation en Cœur d'Échantillons

d'Absorbants Neutroniques) pour l'amélioration des données de base des absorbants neutroniques et le programme OSMOSE (OScillations dans MINERVE d'isOtopes dans des Spectres Eupraxiques) pour la validation des sections efficaces d'absorption des **actinides mineurs***.

Jean-Christophe Bosq et Philippe Fougeras

Département d'étude des réacteurs

► Références

- [1] P. FOUGERAS, J.-P. HUDELLOT, D. RIPPET, F. MELLIER, P. BLAISE, M. ANTONY et N. HUOT, « *The place of ÉOLE, MINERVE and MASURCA facilities in the R&D and training Activities of the CEA* », PHYTRA1: First International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications. Marrakech (Morocco), 14-16 March 2007.
- [2] M. ANTONY, J. DI DALVO, A. PEPINO, J.-C. BOSQ, D. BERNARD, P. LECONTE, J.-P. HUDELLOT et A. LYOUSSI, « *Oscillation experiments techniques in CEA MINERVE experimental reactor* », ANIMMA: Advancements in Nuclear Instrumentation, Measurement Methods and their Applications. Marseille (France), 7-10 June 2009.

CALIBAN : un réacteur expérimental pulsé

Objectifs du réacteur CALIBAN et description de l'installation

Le réacteur CALIBAN est en exploitation depuis 1971 sur le centre CEA de la Direction des applications militaires (DAM) de Valduc, près de Dijon. Il est exploité par le Service de recherche en neutronique et criticité du Département de recherches sur les matériaux nucléaires. Ce réacteur compact et pulsé, produisant une intense bouffée de neutrons et gamma de fission, a été développé afin de simuler les effets radiatifs d'agressions nucléaires sur les composants et les systèmes électroniques et de disposer d'une source neutronique de haut flux pour les besoins de la recherche. À ce jour, environ trois mille expériences critiques et près de deux mille tirs ont été effectués sur cet assemblage.

CALIBAN est un réacteur rapide spécialement conçu pour fonctionner en régime pulsé, au voisinage de l'état **critique*** en **neutrons prompts***.

Le cœur du réacteur se présente sous la forme d'un assemblage cylindrique à axe vertical (fig. 59). Le combustible qui le compose est de l'uranium métallique hautement enrichi (93 % d'U 235), allié du molybdène (10 % en masse). Cet assemblage est subdivisé en deux parties sensiblement identiques pesant environ 50 kg, chacune : la partie supérieure constitue le « bloc fixe » et la partie inférieure mobile est appelée « bloc de sécurité ». Le bloc mobile, au repos, est séparé du bloc fixe

de 70 mm. Le cœur assemblé, l'orthocylindre fissile ainsi constitué mesure 252 mm de hauteur et son diamètre est de 195 mm. Un alésage central de 30 mm de diamètre traverse l'assemblage de part en part et permet l'irradiation à la **fluence*** maximale de petits échantillons au cœur du réacteur.

Chaque bloc se compose d'un empilement de cinq disques solidaires, grâce à quatre boulons d'acier inoxydable dont les écrous sont noyés dans le combustible. Le bloc fixe est maintenu en position, à l'aide de quatre colonnettes d'acier solidaires du bâti du réacteur.

Le pilotage de la machine se fait grâce à trois barres de commande et une barre d'excursion réalisées dans le même combustible enrichi que les disques. Ces barres, d'environ 13 kg, viennent se loger dans quatre alésages qui traversent l'assemblage. Elles sont mises en mouvement par un système de vis écrou micrométrique de haute précision, excepté la barre d'excursion qui se déplace en 200 ms, sous l'action d'un vérin pneumatique.

L'introduction brutale de la barre d'excursion porte le réacteur dans un état **surcritique*** en neutrons prompts. La population neutronique croît alors de façon exponentielle, jusqu'à l'instant où la dilatation du combustible, due à l'échauffement de la matière fissile, provoque une diminution de réactivité. L'onde thermo-élastique qui se développe permet ainsi au bloc mobile maintenu en position haute, « au contact » du bloc fixe, de prendre appui sur ce dernier et de s'auto-éjecter.

Un capot constitué de deux fines feuilles d'acier, contenant de la poudre de carbure de bore, entoure le cœur du réacteur. Son rôle est de découpler l'assemblage combustible de l'environnement extérieur (objets réfléchissants modérateurs, murs de la cellule) en absorbant les neutrons thermiques. Ce capot assure également le confinement de l'azote utilisé pour refroidir le cœur, après un tir.

L'ensemble du réacteur et des mécanismes associés sont disposés sur une plateforme élévatrice qui permet de maintenir le cœur au repos dans une fosse en béton fermée par une trappe en plomb. Cette « mise en repli » du cœur permet aux expérimentateurs de pénétrer en cellule, une vingtaine de minutes après le tir.

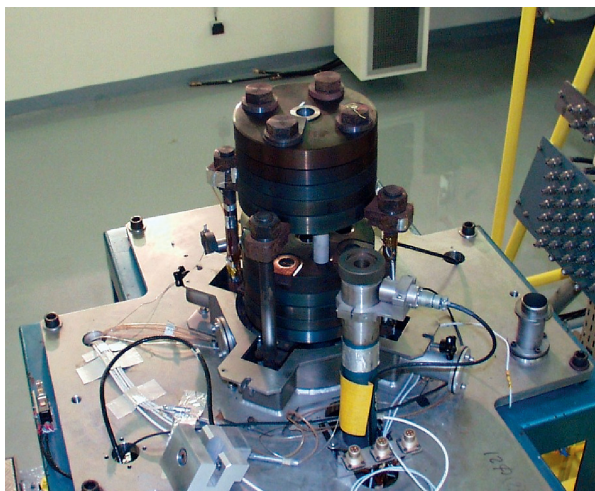


Fig. 59. Cœur du réacteur CALIBAN décapoté, lors de l'opération mensuelle de contrôles superficiels des disques combustibles.

CALIBAN est installé dans une cellule de grande dimensions (longueur : 10 m – largeur : 8 m – hauteur : 5 m) dont les murs en béton ont une épaisseur de 140 cm. La distance maximale entre l'axe réacteur et le mur le plus éloigné est de 6 m, tandis que les murs latéraux sont distants de 4 m de cet axe de référence. Une cinquantaine de connexions permettent de déporter à distance, dans un local dédié, les signaux de mesures des dispositifs placés en cellule.

Lors d'une excursion surcritique en neutrons prompts, la puissance crête atteinte est de l'ordre de 20 GW et la largeur à mi-hauteur du pulse avoisine les 60 μ s. L'échauffement du cœur de 200 °C correspond à un terme source de $6,4 \cdot 10^{16}$ fissions. Le flux maximal résultant dans la cavité centrale est alors de $5 \cdot 10^{18}$ neutrons.cm⁻².s⁻¹. Le spectre neutronique produit par ce type d'assemblage s'apparente idéalement, grâce à l'absence de matériaux modérateurs, à un spectre de fission (en moyenne, l'histoire d'un neutron ne comporte que quatre chocs inélastiques).

Les applications de CALIBAN

Construit, dans un premier temps, pour satisfaire les besoins du durcissement de l'électronique des systèmes d'armes, les programmes mettant en œuvre ce moyen d'essai abordent aujourd'hui des thématiques variées, telles que :

- La sûreté-criticité [10] [11] ;
- la dosimétrie [1] [2] [3] [4] ;
- le comportement des matériaux [9] [12] [13] ;
- les données de base de neutronique [5] [6] [7] [8] ;
- l'enseignement.

Parmi les expériences marquantes de ces cinq dernières années, nous citerons particulièrement la campagne liée à la réévaluation, dans un spectre de fission, de la **section efficace*** de diffusion inélastique sur l'isotope 235 de l'uranium [5]. Menée en collaboration avec les équipes du Service de physique nucléaire du centre CEA DAM de Bruyères-le-Châtel et des radiochimistes du *Los Alamos National Laboratory* (LANL), cette campagne de 60 tirs pulsés a démontré, une nouvelle fois, l'intérêt de ce type d'assemblage rapide, pour des expériences intégrales précises et riches d'enseignement.

Le réacteur CALIBAN est reconnu, dans la communauté internationale, notamment grâce à l'exercice international de comparaison (« *benchmark* ») en criticité dont il a fait l'objet en 2007 [10] et dont l'intégralité des données est accessible via le catalogue de l'*International Criticality Benchmark Evaluation Project* de l'OCDE. Les modélisations certifiées issues de calculs Monte-Carlo réalisés avec les codes TRIPOLI-4 et MCNP offrent aux expérimentateurs l'opportunité de simuler finement la source de rayonnements, dans les conditions précises de leurs expériences.



Fig. 60. Disposition des dosimètres et des fantômes autour du cœur CALIBAN, lors de l'exercice d'intercomparaison national SPR 2008.

Nous terminerons cette présentation non exhaustive des domaines d'application de CALIBAN, en citant les exercices nationaux annuels d'intercomparisons dosimétriques (fig. 60), permettant de compléter utilement la connaissance acquise depuis des décennies autour du réacteur SILENE, dans ce domaine très particulier de la radiobiologie et de la dosimétrie des accidents de criticité.

Nicolas AUTHIER

Centre de Valduc,

Département de recherche sur les matériaux nucléaires

► Références

- [1] F. TROMPIER *et al.*, « *Dosimetry of the Mixed Field Irradiation Facility CALIBAN* ». Solid State Dosimetry Conference, n° 15, Delft, 2008, vol. 43, n°s 2-6 (1057 p.).
- [2] J. MORIN *et al.*, « *Effect of the new ASTM E 722-93 (Si) Kerma displacement data on reactor neutron dosimetry* ». Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. Vol. 402, n° 1, 1998, p. 143-146.
- [3] J. MORIN *et al.*, « *The PROSPERO and CALIBAN neutron irradiation facilities* », Conf. RADECS 1991, La Grande-Motte, France.
- [4] J. DORLET *et al.*, « *Reactor Pulse CALIBAN. Détermination des spectres appropriés de neutrons : Méthode Itérative Appliquée aux Détecteurs à Activation et de Fission* », 2nd ASTM-Euratom Symp. on Reactor Dosimetry, ORNL, NUREG/CP-0004, 1977, vol. Z, p. 667-682.
- [5] D.J. VIERA, « *Measurement of the $^{235}\text{U}(n; n')^{235}\text{mU}$ Integral Cross Section in a Pulsed Reactor* », HAW09 Meeting of the Nuclear Physics Divisions of the American Physical Society and the Physical Society of Japan, Waikoloa Village, Hawaii, 2009.

- [6] P. HUMBERT *et al.*, « *Numerical Simulation of CALIBAN Reactivity Perturbation Experiments* », The 7th International Conference on Nuclear Criticality Safety, Tokai-mura, Japan, 2003.
- [7] P. HUMBERT *et al.*, « *Simulation of Caliban Reactor Burst Wait Time and Initiation Probability using a Point Reactor Model and PANDA Code* », PHYSOR 2004, Chicago, USA, 2004.
- [8] P. CASOLI *et al.*, « *Reactivity Worth Measurements with CALIBAN and SILENE Experimental Reactors* », International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Nice, France, 2007.
- [9] G. ASSAILLIT *et al.*, « *Fast Burst Reactor CALIBAN* », Conf. RADECS, Fontevraud, France, 1999.
- [10] N. AUTHIER *et al.*, « *Metal HEU CALIBAN Reactor* », ICSBEP Handbook HEU-MET-FAST-080, 2007.
- [11] P. HUMBERT *et al.*, « *CALIBAN Fast HEU Core Reactor Critical Benchmark Evaluation* », 8th International Conference on Nuclear Criticality Safety, St. Petersburg, Russia, 2007.
- [12] P. CASOLI *et al.*, « *Calculation of Kinetic Parameters of CALIBAN Metallic Core Experimental Reactor from Stochastic Neutron Measurements* », ANIMMA Conf. Marseille, France, 2009.
- [13] N. AUTHIER *et al.*, « *Coupled Neutronic and Thermo-Mechanical Model of Super Prompt Pulsed Experiments at the Fast Burst Reactor CALIBAN* », ANIMMA Conf. Marseille, France, 2009.

Tester les matériaux sous irradiation

Dans un réacteur nucléaire, les matériaux sont soumis à rude épreuve : ils subissent des sollicitations thermomécaniques et chimiques, mais aussi et surtout, une irradiation par les neutrons. Par ailleurs, les réactions nucléaires qui ont lieu dans le combustible créent des produits de fission et d'activation qui modifient les propriétés physicochimiques du matériau combustible. Les matériaux de structure ou composant l'assemblage combustible doivent donc satisfaire à un cahier des charges exigeant : il faut assurer la bonne tenue mécanique de l'assemblage combustible et des structures internes du réacteur, garantes de la géométrie du cœur. La cuve du réacteur ne doit pas se fragiliser sous irradiation. Les crayons combustibles doivent rester étanches pour éviter le relâchement de produits de fission radioactifs dans le circuit primaire du réacteur. Les phénomènes à maîtriser concernent la corrosion par le fluide caloporteur, la fatigue thermique, la fragilisation et la déformation des matériaux sous irradiation, la migration de produits de fission et de défauts cristallins dans

les solides. Tous ces phénomènes sont intimement couplés, ce qui rend difficile leur étude par modélisation ou par des expériences à effets séparés. Celles-ci sont indispensables pour la compréhension et la maîtrise des phénomènes cités, mais elles ne sauraient suffire pour qualifier les matériaux de cuve, de structure, de gaine ou de combustible, conditions indispensables dont dépendent les performances du réacteur, et sa sûreté. Les réacteurs « d'irradiation de matériaux » répondent, pour une large part, à ce besoin : ils permettent de faire des essais analytiques sur échantillons et des qualifications globales de composants à l'échelle 1, dans des conditions de température, pression, environnement chimique et d'irradiation représentatives de celles rencontrées dans des réacteurs industriels en conditions nominales ou accidentelles. Ils représentent la pièce maîtresse de la panoplie d'outils permettant la qualification des composants des réacteurs nucléaires. Ce sont de grands outils de recherche, existant à quelques exemplaires seulement sur chaque continent.

Le réacteur OSIRIS

La raison d'être du réacteur OSIRIS

Le réacteur OSIRIS et les cellules chaudes associées constituent un outil permettant d'irradier des échantillons ou des objets technologiques sous haut flux de neutrons et d'évaluer les effets de cette irradiation. Le réacteur OSIRIS (fig. 61) et les installations attenantes, deux **cellules chaudes*** blindées et le réacteur ISIS, répondent à un très grand nombre de besoins d'irradiations expérimentales et industrielles.

Décidé en 1963, il est venu compléter les réacteurs ayant même vocation et déjà en service en France, à cette époque : « EL3 », fonctionnant à Saclay depuis 1957, « SILOÉ », à Grenoble, et « PÉGASE », à Cadarache. Même si d'autres réacteurs européens avaient récemment vu le jour à la même époque, l'ampleur de la tâche pour améliorer les connaissances sur l'évolution en réacteur des caractéristiques thermomécaniques des matériaux devant être utilisés dans les centrales du parc électronucléaire français nécessitait la construction d'un nouveau réacteur de recherche performant. OSIRIS a été implanté à Saclay pour profiter de l'infrastructure technologique considérable qui existait : laboratoire de haute activité, laboratoire d'examen des combustibles Irradiés, installations de préparation de radioéléments, halls de montage, d'essais ou de mesures, à proximité de l'industrie et des laboratoires de recherche parisiens.

L'objectif de ce réacteur a été de réaliser des irradiations jusqu'à des **flux intégrés*** en neutrons représentatifs de ceux rencontrés par les combustibles ou matériaux de structure des réacteurs électrogènes (soit environ 10^{22} n/cm²). Afin de limi-



Fig. 61. Vue d'ensemble du réacteur OSIRIS.

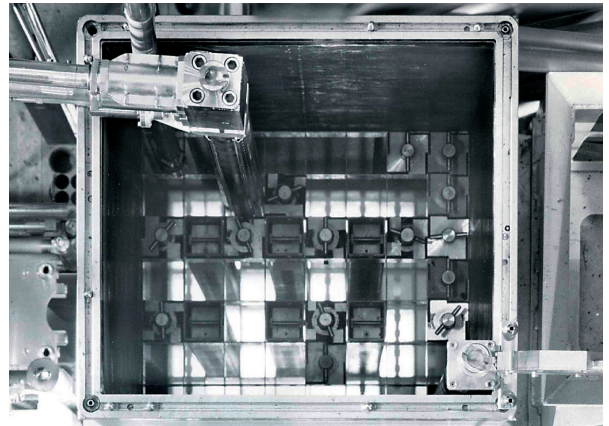


Fig. 62. Vue du cœur d'OSIRIS.

ter la durée d'irradiation à une valeur raisonnable, de l'ordre de l'année, il a fallu rechercher des flux instantanés voisins de 10^{14} n.cm⁻².s⁻¹.

Concernant les expériences, l'objectif a été de conserver dans OSIRIS une accessibilité maximale au cœur (fig. 62), ce qui a conduit au choix d'un bloc réacteur immergé dans une piscine, sans caisson de pressurisation.

Le choix de la puissance de 70 MW a résulté d'un compromis entre :

- Un besoin de flux de neutrons rapides élevé dans des volumes expérimentaux notables ;
- une puissance compatible avec les possibilités de réfrigération en eau du Centre de Saclay ;
- une puissance ne nécessitant pas de dispositions techniques trop complexes (pressurisation faible et échauffement gamma d'intensité moyenne).

La conception d'OSIRIS

L'importance des flux instantanés dans les emplacements expérimentaux au sein du réacteur, le volume du cœur (issu du choix d'utiliser des éléments combustibles du type de ceux de PÉGASE) ont conduit à une puissance spécifique de l'ordre de 400 kW par litre de volume de cœur.

Le choix de la pile piscine sans pressurisation conduit à une limite quant à la vitesse de l'eau entre les plaques combustibles, et donc, le niveau de température à partir duquel appa-

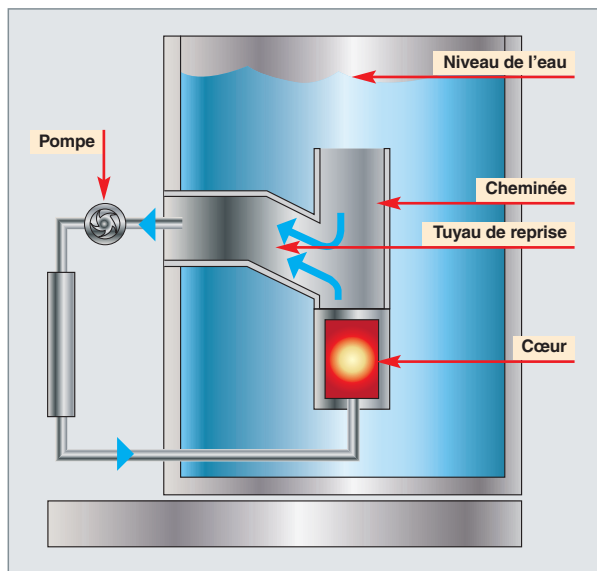


Fig. 63. Disposition du bloc réacteur d'OSIRIS dans la piscine et arrangement de la circulation de l'eau.

raît l'ébullition. Par ailleurs, la température de la piscine doit rester inférieure à 40 °C, ce qui entraîne, pour de fortes puissances totales, des dépenses importantes sur les échangeurs de chaleur.

Afin de réaliser un cœur à forte puissance spécifique, sans recourir à un réacteur pressurisé qui ferait perdre l'accessibilité aisée au cœur et nécessiterait des circuits d'eau complexes, le cœur a été placé dans un caisson au fond d'une piscine de grande profondeur. L'option a été prise de faire circuler l'eau de bas en haut du cœur, ce sens ascendant étant, de surcroît, celui de la convection naturelle, ce qui permet de s'affranchir des délicats problèmes dus au renversement du sens de circulation de l'eau, en cas d'accident.

Le caisson du cœur est surmonté par une cheminée, dans laquelle débouche une tuyauterie latérale qui reprend intégralement le débit ascendant.

Pour éviter des remontées de l'eau du circuit primaire vers la piscine, un courant descendant est créé dans la cheminée d'environ 150 m³/h. Cet apport d'eau dans le circuit primaire cœur est compensé par un retour du même débit vers la piscine, en sortie d'échangeur (fig. 63).

Le choix d'une circulation d'eau ascendante dans le cœur pose le problème du risque d'envol des éléments combustibles et des dispositifs expérimentaux, soumis à une force hydrodynamique supérieure à leur poids. Ces éléments, ainsi que les boîtes à eau recevant les dispositifs expérimentaux, sont donc verrouillés en position basse, en plus de leur fixation sur la grille supérieure. Les **barres de commande*** ont, en outre, été munies de contrepoids pour assurer leur bon fonctionnement.



Fig. 64. La salle des mécanismes d'OSIRIS.

Le souci constant d'accessibilité au cœur a conduit, par ailleurs, à placer les mécanismes de commande des barres de commande dans une chambre située sous la piscine (fig. 64).

Le cœur actuel d'OSIRIS est composé de :

- 38 éléments combustibles standard à plaques (fig. 65) ;
- 6 éléments de commande comportant une partie absorbante en hafnium ;
- 7 éléments réflecteurs en béryllium (situés sur la face sud du cœur), dont certains peuvent recevoir des dispositifs d'irradiation dans un trou central.

En fin de **cycle d'irradiation***, environ un élément sur six est déchargé pour être remplacé par un élément combustible neuf.

OSIRIS utilise un combustible constitué par un alliage U_3Si_2 - Al, de type siliciure.



Fig. 65. Maquette d'un élément combustible standard d'OSIRIS.

L'élément combustible standard est constitué de 22 plaques, chaque plaque contenant l'alliage U_3Si_2Al d'épaisseur 0,51 mm gainé par deux couvercles en alliage d'aluminium d'épaisseur 0,38 mm. La largeur entre plaques du canal de refroidissement est de 2,46 mm.

Les parois des boîtiers portant les plaques de combustible contiennent du bore (**poison neutronique*** consommable) destiné à écrêter les pics de flux neutronique dus à l'excès de réactivité disponible en début de cycle d'irradiation. Il est ainsi possible de réaliser des cycles de fonctionnement longs (4 à 5 semaines).

Chaque élément de commande comprend 17 plaques combustibles de constitution identique à celle des éléments standards, surmontées par un élément absorbant en hafnium.

La réfrigération du cœur (fig. 66) est assurée par un **circuit primaire*** cœur, dont le débit est de 5 500 m³/h. La température en entrée cœur est de l'ordre de 37 °C, pour atteindre 45 °C en sortie cœur. Le circuit primaire échange ses calories vers le circuit secondaire *via* des échangeurs à simple passage. Le débit du **circuit secondaire*** est de 5 100 m³/h ; ce circuit comporte une tour de réfrigération qui réalise l'évaporation de 70 t/h d'eau, lorsque le réacteur fonctionne à 70 MW. Les caractéristiques physico-chimiques de l'eau secondaire sont maintenues grâce à l'apport équivalent de 70 t/h d'eau,

extrait du bac de reconcondensation de la tour de réfrigération, et à son remplacement en continu dans ce bac par un apport d'eau extérieure équivalent de qualité adéquate.

Les **enceintes de confinement*** des réacteurs OSIRIS et ISIS sont des enceintes à fuites contrôlées. La ventilation a donc pour objectif de maintenir les locaux en constante dépression, afin de confiner les éventuels gaz et aérosols radioactifs. Une filtration de très haute efficacité retient les particules de diamètre supérieur à 0,15 µm, et des pièges à iode interviennent en cas d'incident de type rupture de la gaine d'un élément ou d'un échantillon combustible.

Le fonctionnement d'OSIRIS

Depuis 1966, trois types de combustibles se sont succédé dans OSIRIS. Le combustible « UAI », jusqu'en 1979, puis le combustible « caramel » à base d' UO_2 à faible enrichissement, adopté pour satisfaire les recommandations de l'AIEA sur l'utilisation d'uranium faiblement enrichi dans les réacteurs de recherche, et, enfin, le combustible « siliciure », adopté depuis 1997.

Le tableau 10, page suivante, indique les caractéristiques principales de ces combustibles.

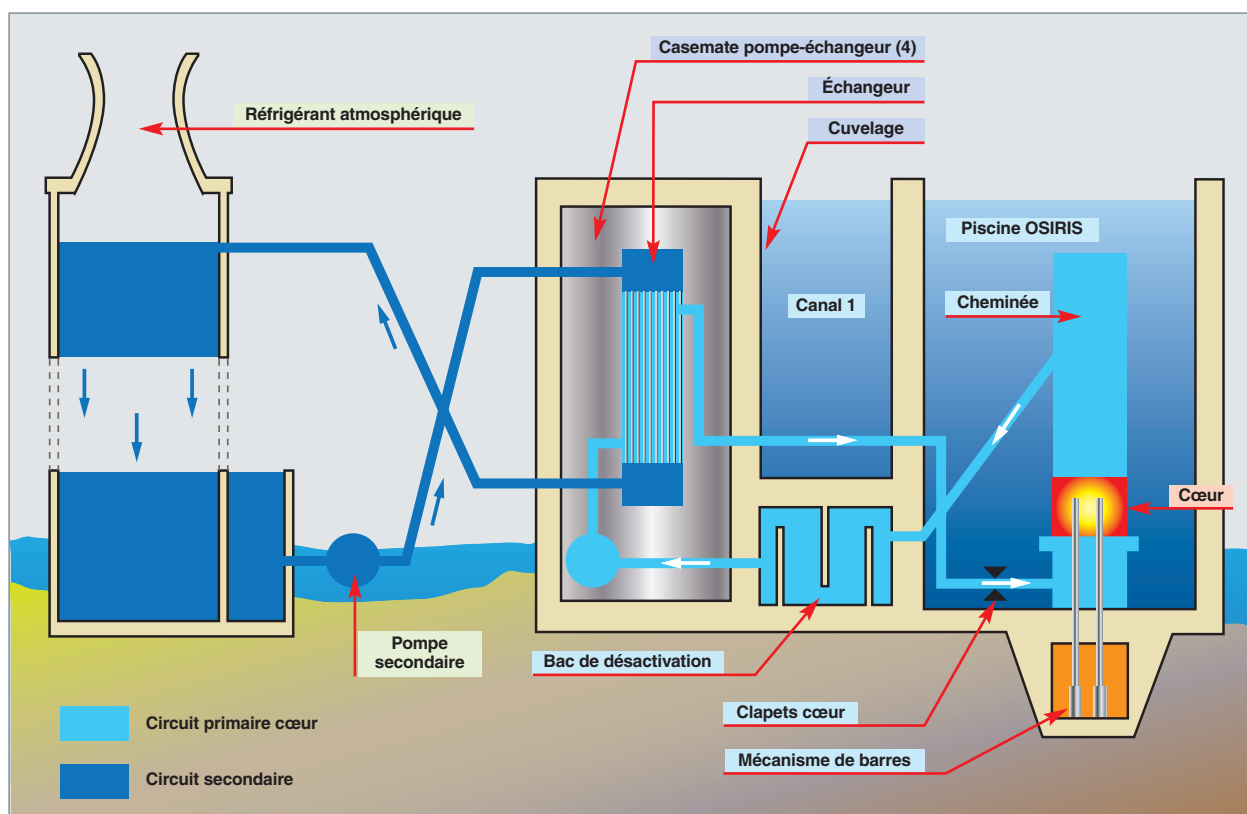


Fig. 66. Principe de réfrigération du cœur.

Tableau 10

Principales caractéristiques du combustible utilisé –flux neutroniques obtenus avec ces combustibles			
	UAI	CARAMEL UO ₂	SILICIURE U ₃ Si ₂ Al
Enrichissement (%)	93,15	7,5	19,75
Nombre d'éléments standards en cœur	33	38	38
Nombre d'éléments de commande en cœur	6	6	6
Gainage	AG3	ZY4	AG3
Masse U5 (kg)	11,63	21,6	13,6
Masse Utot (kg)	15,52	368	97
Masse du cœur (kg)	480	982	574
Échauffement gamma emplacement intérieurs (W/g)	15	8	14
Masse U5 /élément (g)	390,5	662	458,35
Énergie extractible par élément combustible (BU de rejet)	195 MWj (BU 60 %)	341 MWj (BU 52 %)	239 MWj (BU 60 %)
Consommation U5 par MWJ (g)	1,2	1,014	1,156
Flux de neutrons thermiques en 24 (10 ¹⁴ n/cm ² .s)	2,9 (en 26)	1,52	1,83
Flux de neutrons thermiques en 44 (10 ¹⁴ n/cm ² .s)	3,6 (en 34)	1,48	2,00
Flux thermique en 64 (10 ¹⁴ n/cm ² .s)	3,0 (en 42)	1,64	2,20
Flux thermique en 52 (10 ¹⁴ n/cm ² .s)	2,7 (en 76)	1,45	1,85
Flux de neutrons rapides en 24 (10 ¹⁴ n/cm ² .s)	2,2 (en 26)	1,07	1,09
Flux rapide en 44 (10 ¹⁴ n/cm ² .s)	2,8 (en 34)	1,86	1,88
Flux rapide en 64 (10 ¹⁴ n/cm ² .s)	2,6 (en 42)	2,06	2,00
Flux rapide en 52 (10 ¹⁴ n/cm ² .s)	0,6 (en 76)	1,82	1,88

N.B. Les mentions en rouge font référence aux emplacements dans le cœur représentés sur la fig. 69.

Le réacteur fonctionne en moyenne 200 jours par an, par cycles d'une durée variant de trois à cinq semaines. Un arrêt de l'ordre de 10 jours entre deux cycles est requis pour assurer le rechargement du cœur en combustible, procéder aux opérations de maintenance légère et aux manutentions nécessaires aux expériences (fig. 67). La maintenance plus conséquente est assurée pendant des arrêts dédiés de plus longue durée.

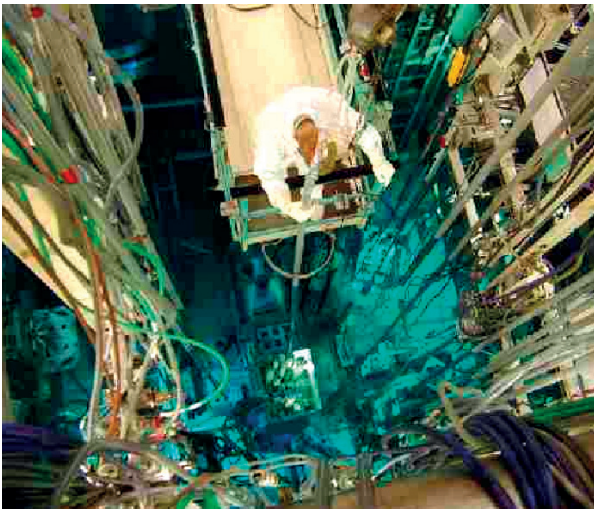


Fig. 67. Manutention en piscine.

Il est mis en œuvre par une équipe de quart composée de 5 personnes. Six équipes se relaient selon le régime des 3 x 8 pour assurer le fonctionnement continu du réacteur. Cinquante agents, dont treize ingénieurs, intervenant en horaire normal, complètent l'équipe d'exploitation.

La sûreté du réacteur OSIRIS

La sûreté de fonctionnement comporte deux aspects principaux et complémentaires.

Le premier aspect consiste à assurer un régime de fonctionnement compatible avec des conditions définies de manière à éviter toute situation dangereuse.

Pour réaliser cet objectif, il existe :

- Des automatismes qui empêchent tout régime de fonctionnement incompatible avec les conditions autorisées ;
- des actions de sûreté qui entraînent des arrêts d'urgence, en cas d'évolution anormale des paramètres représentatifs du régime de fonctionnement. Chacune des actions de sûreté est réalisée à partir de dispositifs redondants, dont le bon fonctionnement est régulièrement testé.

Le second aspect de la sûreté consiste à prendre toutes les dispositions nécessaires pour limiter les conséquences d'un



Fig. 68. la salle de conduite d'OSIRIS.

incident, grâce à des dispositifs d'autoprotection permanents, plutôt que des dispositifs à démarrage automatique. Il faut noter les plus importants :

- Pour pallier un manque de refroidissement accidentel, les pompes de circulation des circuits primaires cœur et piscine sont munies de volants d'inertie dimensionnés pour assurer des débits compatibles avec les niveaux de **puissance résiduelle*** à évacuer, et ce, jusqu'à ce que la convection naturelle devienne suffisante pour assurer l'évacuation de la puissance résiduelle ;
- les composants du circuit primaire sont disposés, en totalité, dans des compartiments en béton ayant des capacités individuelles telles, qu'en cas de communication accidentelle avec la piscine, le niveau d'eau dans cette dernière ne puisse descendre au-dessous du niveau – 4,5 m –, et ainsi ne puisse dénoyer le cœur.

Pour assurer une amélioration constante de la sûreté nucléaire, des « campagnes de jouvence » se succèdent dans l'installation, ponctuées de réexamens de sûreté réalisés tous les dix ans, depuis 1999. Parmi les rénovations, il convient de citer le remplacement du caisson cœur, celui des moteurs diesels des générateurs d'alimentation de secours, la refonte du contrôle commande d'OSIRIS (fig. 68) et d'ISIS, la mise en place d'un circuit d'appoint d'eau dans la piscine d'OSIRIS, d'importantes améliorations de l'étanchéité de l'enceinte, etc.

Par ailleurs, l'implication permanente du personnel d'exploitation conduit à une amélioration constante des procédures d'exploitation.

Ces améliorations doivent être prochainement complétées, par la fiabilisation des moyens de manutention, la mise en place d'un sas permettant l'accueil de camions en zone arrière des cellules chaudes, sans rupture de confinement, l'amélioration de l'étanchéité de la salle des mécanismes, la mise en place d'arrêt d'urgence sur agressions externes (chute

d'avions, séisme, explosion externe...), le bouchage des vitres et hublots du hall des ateliers chauds et de l'enceinte ISIS.

La conduite des expérimentations

Le principe même de conception d'un réacteur piscine à cœur ouvert permet l'accès direct au cœur, facilité par l'absence de caisson de pressurisation.

Les parois épaisses du caisson entourant latéralement le cœur dispensent d'un cloisonnement intérieur pour résister à la pression. De surcroît, ces parois constituent un écran au rayonnement gamma pour les dispositifs expérimentaux placés à l'extérieur du caisson.

La visibilité et l'accessibilité directes du cœur rendent la manutention des éléments combustibles et des dispositifs expérimentaux (chargement, déchargement et permutations) très aisées, évitent les erreurs de positionnement et facilitent les observations et les contrôles.

Le casier alvéolé maintenant le cœur en place réserve cinq emplacements aux dispositifs expérimentaux (fig. 69).

À la périphérie du cœur, sur trois faces du caisson, trois grilles sont disposées pour accueillir les irradiations dans le **réflecteur***. Les expérimentateurs ont donc un grand choix de positions présentant des niveaux variés de flux de neutrons rapides et thermiques.

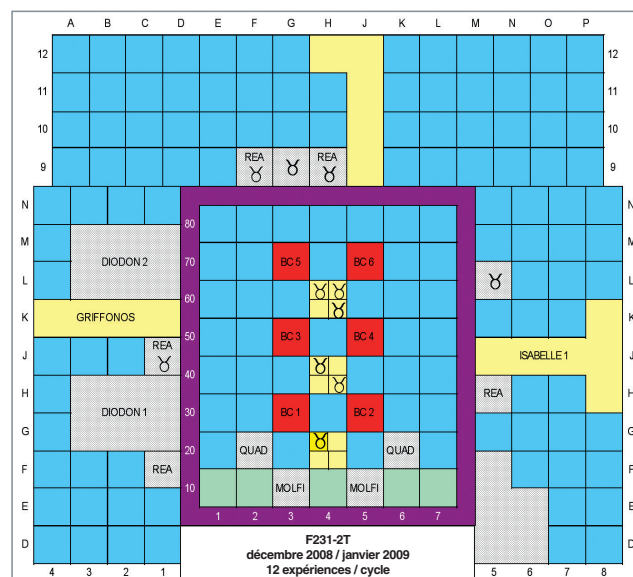


Fig. 69. Les emplacements expérimentaux dans OSIRIS : un exemple de chargement du cœur. Les carrés rouges représentent les éléments de contrôle du cœur. Les éléments verts représentent la rangée d'éléments réflecteurs en béryllium. Le carré indigo représente le caisson entourant le cœur. Les zones en jaune représentent les emplacements destinés aux dispositifs d'irradiations expérimentales ; les zones en gris représentent les autres emplacements d'irradiation industrielle.

Ces grilles ont été aménagées pour recevoir des expériences d'irradiation de tronçons de crayons REP de grande longueur (jusqu'à 2 mètres) extraits d'assemblages en provenance de réacteurs électronucléaires.

Des systèmes de déplacement autorisent un ajustement en position du dispositif expérimental, par rapport au cœur, afin de régler précisément les conditions d'irradiation et d'effectuer des variations de puissance (cyclages, rampes), représentatives des conditions de fonctionnement normal ou incidentel dans les centrales électronucléaires. Par ailleurs, ces systèmes de déplacement permettent de charger et de décharger les dispositifs expérimentaux, le réacteur étant en fonctionnement.

Les applications pour l'industrie

Grâce à son flux de neutrons particulièrement élevé, OSIRIS permet la production industrielle d'un grand nombre de radionucléides artificiels (fig. 70). Ces radionucléides sont, ensuite, mis en œuvre dans le domaine médical par des sociétés de l'industrie pharmaceutique, clientes du réacteur. Ils permettent d'établir des diagnostics médicaux par scintigraphie (OSIRIS assure environ 6 % de la production mondiale [2007] en molybdène 99) ou de traiter certains cancers par curiethérapie (voir encadré sur l'utilisation des radionucléides artificiels dans le secteur médical, *supra*, p. 25 et 26).

Enfin, dans le domaine de l'industrie électronique OSIRIS réalise l'irradiation de lingots mono-cristallins de silicium (fig. 71), ce qui modifie la structure de ce matériau et le rend semi-conducteur (voir encadré sur le dopage du silicium à l'aide de neutrons, *supra*, p. 28 et 29). Le silicium « dopé » par le phos-



Fig. 70. Manutention de radionucléides en conteneur blindé dans le hall d'OSIRIS.

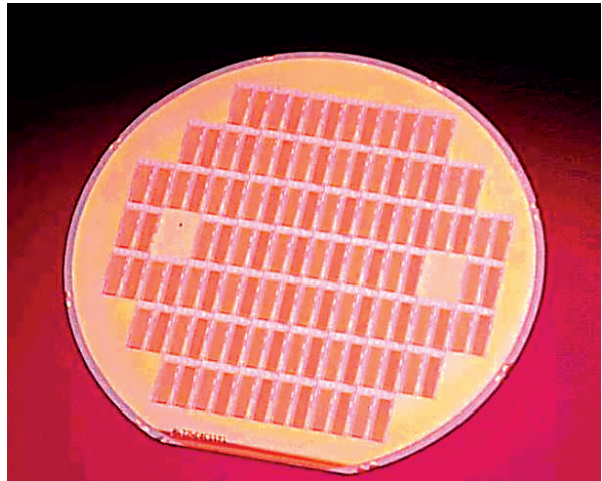


Fig. 71. Tranche de silicium.

phore 31 produit par l'irradiation du silicium 30 est utilisé dans l'électronique industrielle pour les composants de puissance employés, notamment, pour les onduleurs.

L'industrie électronique, essentiellement japonaise, regroupe les principaux clients d'OSIRIS pour cette production.

Des expériences d'irradiation pour l'étude des matériaux

La modification des propriétés mécaniques et métallurgiques des matériaux, avec l'irradiation, limite leur utilisation sous flux. Aussi, est-il important d'étudier les mécanismes associés à la dégradation de leurs propriétés sous irradiation avec, comme enjeu majeur, l'augmentation de la compétitivité économique et de la durée de vie des réacteurs. Dans ce dossier, le principal composant impliqué est la **cuve***, dont il convient d'analyser si son comportement reste acceptable, après avoir subi une irradiation correspondant à plusieurs dizaines d'années de fonctionnement. Un programme expérimental important a été mené au CEA, dans cette perspective (irradiations TÉNOR, BARITON, SOPRANO, DV 50 et DIVA). Lors de ces expériences, les différentes éprouvettes irradiées permettent de vérifier l'évolution des différentes caractéristiques mécaniques des aciers de cuve sous des **fluences*** significatives.

Les dégâts produits dans un acier de cuve dépendent beaucoup de la température sous laquelle se fait l'irradiation. Aussi la majorité de ces expériences a-t-elle été menée dans des dispositifs, nommés IRMA, qui permettent l'irradiation d'échantillons de matière sous une température contrôlée, plongés dans la piscine d'OSIRIS, à proximité du cœur du réacteur (fig. 72). Dans ces emplacements, les échantillons reçoivent, en moins de deux ans, les doses similaires à celles reçues par les cuves de REP en plusieurs dizaines d'années. Le dispositif IRMA est constitué de deux tubes concentriques. Entre les deux tubes, une lame de gaz jouant le rôle de barrière ther-

mique permet d'atteindre les températures souhaitées sur les échantillons. Le porte-échantillons, au centre du dispositif, est plongé dans un gaz inerte ; la température des échantillons est obtenue grâce à leur **échauffement γ *** et à celui du porte-échantillons. Le pilotage de la température et le suivi des fluctuations de l'échauffement γ est réalisé à l'aide des éléments chauffants électriques portés par le tube interne.

Les principales caractéristiques de ce dispositif sont : un volume utile du chargement de 700 cm³, soit une section de 6,2 x 2,5 cm² sur une hauteur de 45 cm, un flux de neutrons ($E > 1$ MeV) pouvant aller jusqu'à 5.10¹² n.cm⁻².s⁻¹, un échauffement gamma inférieur à 0,5 W/g, une température de la charge expérimentale située entre 250 °C et 320 °C, régulée à ± 6 °C. L'instrumentation comprend 18 thermocouples et des intégrateurs de dose répartis sur la hauteur du porte-échantillons.

Dans le domaine des aciers de cuve, les dispositifs IRMA sont utilisés, par exemple, pour :

- La caractérisation des effets de température et de dose ;
- l'évaluation de la **ténacité*** des zones affectées thermiquement par les opérations de soudage ;
- l'étude de l'influence du **spectre neutronique*** sur la fragilisation ;
- l'étude de l'influence du recuit sur la température de **transition ductile – fragile*** des aciers.

Une variante du dispositif IRMA, de taille bien supérieure, a été développée pour accueillir des éprouvettes plus conséquentes (CT50) : il s'agit du dispositif BARITON.

Le prolongement de la durée de vie des réacteurs concerne également la durée de vie des structures internes de ces derniers. Il convient, cette fois, de se situer dans des flux de neutrons plus importants et, par conséquent, de se trouver à l'intérieur même du cœur d'OSIRIS.

Les programmes expérimentaux portent aussi sur les matériaux de gainage de combustibles comme, par exemple, dans les irradiations visant à tester les propriétés de croissance et de fluage sous irradiation à fort **taux de combustion*** d'alliages de zirconium. Dans le cadre de ces expériences, la charge expérimentale est alors composée de gaines pré-irradiées ou non et pressurisées. D'autres sollicitations peuvent aussi être appliquées aux éprouvettes pendant l'irradiation, en mettant en œuvre des systèmes plus ou moins complexes dans les porte-échantillons utilisés. Dans le programme EMMA, par exemple, le train d'éprouvettes d'une forme conçue et brevetée spécifiquement par le CEA est soumis à une traction continue.

D'autres types de structures internes de réacteurs font aussi l'objet d'irradiation. OSIRIS a accueilli, pendant de nombreuses années, des programmes expérimentaux consacrés aux **tubes de force*** des réacteurs **CANDU*** développés par les Canadiens.

Le comportement sous flux des absorbants neutroniques est, lui aussi, analysé sous irradiation. On étudie ainsi, de manière précise, le gonflement de divers objets mettant en œuvre du gadolinium ou d'autres « **poisons consommables*** ». On peut aussi regarder le comportement de concepts innovants intégrant ce type d'isotope au sein du gainage combustible.

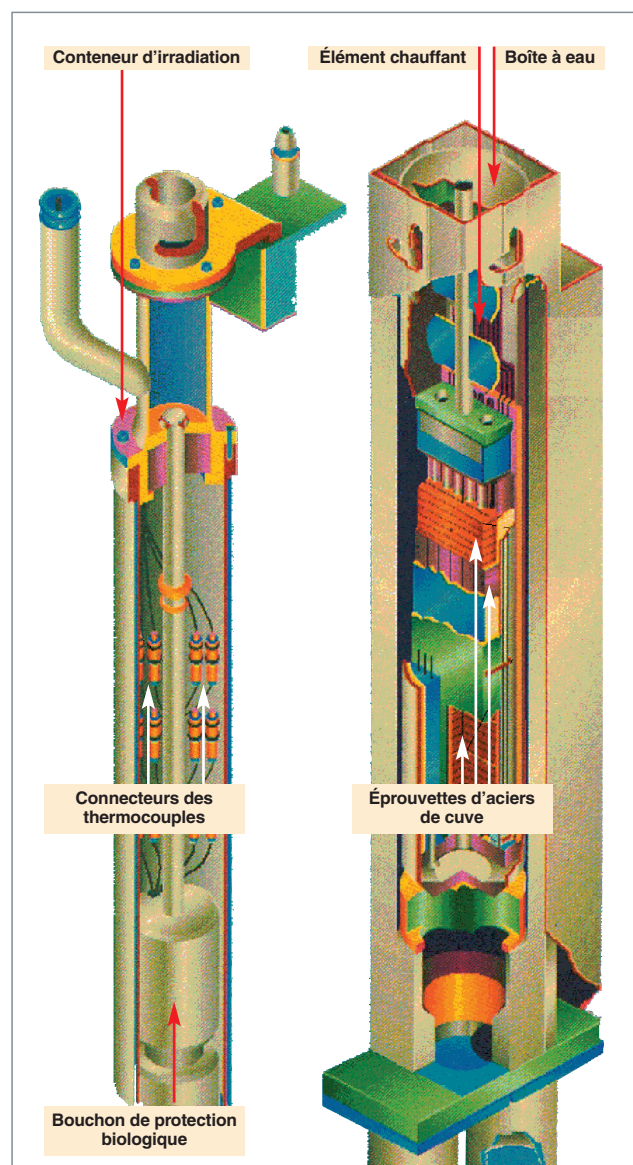


Fig. 72. Le dispositif IRMA pour l'étude des matériaux sous irradiation dans le réacteur OSIRIS.

À droite, vue d'ensemble du dispositif montrant l'emplacement des échantillons à irradier ;

À gauche, détail de l'instrumentation pour le contrôle de la température pendant l'irradiation.

Pour mener à bien ces campagnes d'irradiation, les dispositifs de type CHOUCA sont mis en œuvre dans OSIRIS. Ces dispositifs, dédiés à l'irradiation de matériaux, peuvent être utilisés à l'intérieur ou à l'extérieur du cœur. Comme le dispositif IRMA, le CHOUCA est constitué d'une double enveloppe formant une barrière thermique et possède des éléments chauffants répartis sur la hauteur de la capsule, afin d'assurer la régulation fine de la température des échantillons, tout au long de l'irradiation.

L'intérieur de la capsule est rempli de NaK (alliage eutectique sodium potassium) qui assure une homogénéité thermique. C'est dans ce milieu qu'est inséré un porte-échantillons accueillant les échantillons spécifiques, à chaque type d'expérience.

Les principales caractéristiques de ce dispositif sont : un diamètre utile de 24 à 30 mm, une hauteur sous flux de 600 mm, un flux de neutrons rapides ($E > 1 \text{ MeV}$) allant jusqu'à $2.10^{14} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$, un échauffement gamma admissible maximum de 12 W/g et des températures habituelles de fonctionnement de 250 à 400 °C, régulées à $\pm 5 \text{ °C}$. L'instrumentation associée comprend 12 thermocouples sur le CHOUCA et 18 sur le porte-échantillons, ainsi que des intégrateurs de dose pour accéder à la fluence neutronique reçue par les échantillons. Une instrumentation spécifique associée à l'expérience peut être ajoutée.

Des expériences d'irradiation pour l'étude des combustibles nucléaires

Améliorer la souplesse de fonctionnement et augmenter le taux de combustion des combustibles, tout en intégrant leur devenir après leur passage en réacteur, sont les enjeux majeurs de la R&D menée sur les combustibles des réacteurs électrogènes. En particulier, le suivi de charge pratiqué sur les réacteurs français implique de rapides transitoires de puissance qui mettent le combustible à rude épreuve. Garantir le bon comportement du combustible, lors de ces transitoires, implique la maîtrise de toutes les interactions mécaniques et physico-chimiques se produisant sous irradiation entre les pastilles combustibles et leur gaine, pour éviter les ruptures de ladite gaine. La problématique de l'interaction **pastille gaine*** est décrite dans la monographie DEN M2, consacrée aux combustibles nucléaires.

L'interaction pastille-gaine

Un vaste programme de R&D est entrepris dans le cadre tripartite EDF AREVA CEA et dans des cadres contractuels bilatéraux, de manière à améliorer les connaissances des divers phénomènes mis en jeu au niveau du combustible et de la gaine. Pour OSIRIS, ce programme expérimental comporte de nombreux transitoires (rampes) de puissance qui permettent de reproduire dans une **boucle*** (ISABELLE) les transi-

toires de puissance, normaux ou incidentels, rencontrés dans les réacteurs électrogènes.

La charge expérimentale est constituée d'un crayon combustible court neuf, ou le plus souvent refabriquée en laboratoires chauds par le procédé FABRICE, à partir d'un crayon irradié en centrale. Les conditions thermohydrauliques (température et pression) et chimiques de l'eau dans la boucle sont représentatives de celles des réacteurs de puissance REP ou REB. Le refroidissement du crayon est assuré en convection forcée par un débit d'eau légère, déminéralisée, dégazée et traitée chimiquement qui est induit à partir d'un système injecteur tuyère amplifiant le débit produit par le groupe de pompage du circuit d'alimentation de la boucle. Ce système permet de réduire les dimensions des lignes de liaison vers les case-mates où sont situés les organes nécessaires au conditionnement du fluide caloporteur (pressuriseur, pompes, échangeurs...) et, ainsi, de les rendre souples pour autoriser les mouvements en piscine.

La conception de ces boucles et leur positionnement en périphérie du cœur permettent leur mise en irradiation et leur retrait réacteur en fonctionnement. Ces dispositifs sont placés sur des supports mobiles dont le déplacement par rapport au cœur du réacteur permet, soit d'ajuster la puissance du combustible, soit d'effectuer par pilotage automatique des rampes de puissance ou des cycles à des vitesses variables. La variation de puissance est obtenue par déplacement de la partie sous flux de la boucle perpendiculairement au cœur du réacteur, avec asservissement du déplacement à la puissance neutronique.

La puissance évacuée par la boucle est de 60 kW, et la puissance linéique maximale sur le crayon est de 620 W.cm^{-1} , avec une « pente de rampe » maximum de $700 \text{ W.cm}^{-1}.\text{mn}^{-1}$. Via l'instrumentation de la boucle (incluant une spectrométrie neutron et γ en ligne), l'évolution des différents paramètres est suivie pendant l'expérience. La puissance dégagée par la charge expérimentale pendant l'irradiation est mesurée en temps réel par bilan thermique, au moyen de capteurs de débit, de pression et de température, ainsi que par un bilan neutronique effectué à l'aide de collectrons. La détection d'une rupture de gaine éventuelle d'un crayon combustible est fournie par un détecteur d'activité gamma dans l'eau, sur la partie retour vers la partie hors piscine, associé à un détecteur de **neutrons retardés***.

Enfin, une caractérisation fine du combustible par les examens non destructifs (neutronographie et spectrométrie γ) est également assurée dans l'installation, avant l'envoi de la charge expérimentale en laboratoire chaud pour de nombreux examens non destructifs comme destructifs (fig. 73).

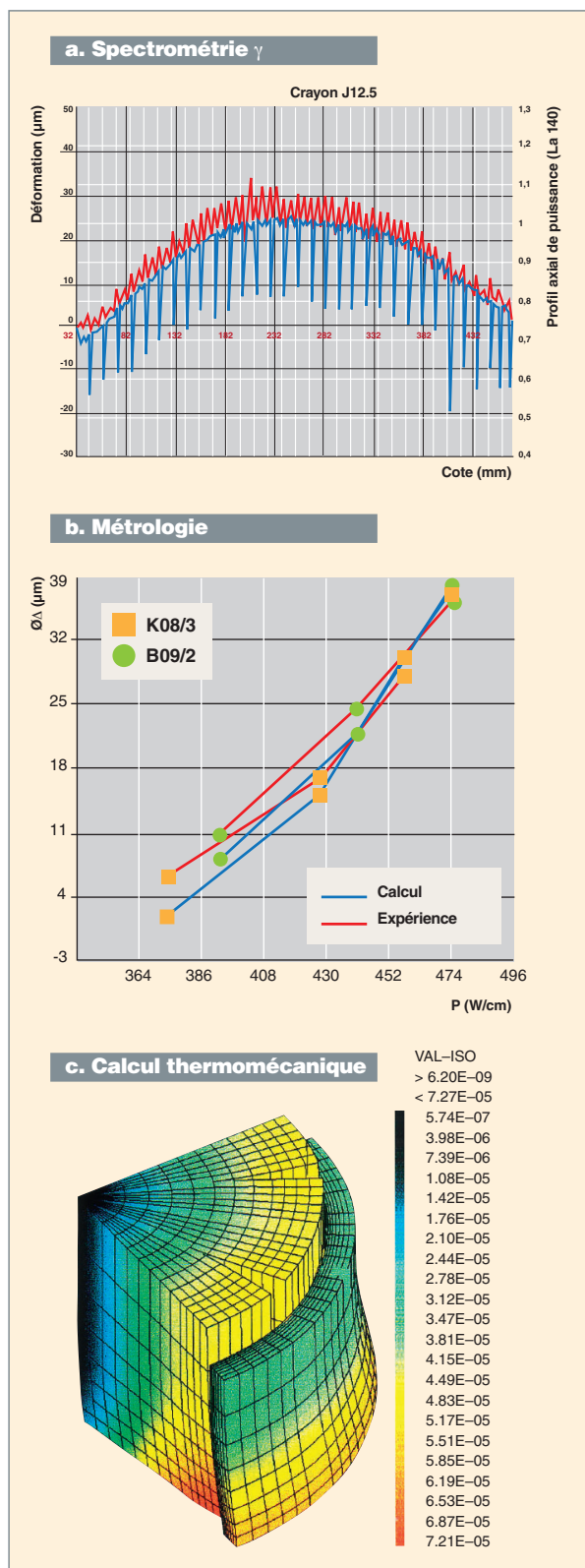


Fig. 73. Résultat d'un essai de rampe thermique sur un combustible irradié sur la boucle ISABELLE 1. a) Spectrométrie axiale du crayon ; b) Gonflement du crayon ; c) Calcul du comportement thermomécanique du crayon par éléments finis 3d.

Améliorer les performances du combustible MOX

Le combustible **UOX*** des réacteurs à eau est déjà qualifié pour une **combustion massique* (burn-up*)** de 60 GW.j/t, valeur probablement assez proche de l'optimum technico-économique. Le combustible **MOX***, mis en œuvre depuis moins longtemps, est encore loin de cet objectif. Pourtant, rien ne permet de penser que les limites intrinsèques en combustion massique sont très différentes pour ces deux types de combustible. Un effort reste donc à faire pour amener le combustible MOX à parité, c'est à dire vers 60 GW.j/t. À cette fin, un autre dispositif expérimental est utilisé, dans le cadre de l'analyse du comportement du combustible sous irradiation : il s'agit de GRIFFONOS.

Les expériences menées dans GRIFFONOS apportent des informations nécessaires à la compréhension du comportement sous flux des crayons combustibles, actuels ou futurs, dans le but d'optimiser leurs performances. Les phénomènes physiques étudiés sont variés : mesures de la température centrale du combustible ou de la pression interne du crayon, en fonction de la puissance et du taux de combustion ; mesure de la déformation de la gaine pendant l'interaction pastille-gaine...

Le dispositif GRIFFONOS est de type bouilleur : l'évacuation de la puissance produite par le crayon combustible y est assurée par convection naturelle de l'eau sous pression. La puissance linéique maximale sur le crayon est de 600 W/cm ajustable comme pour la boucle ISABELLE 1 par déplacement du dispositif par rapport au cœur du réacteur. La puissance dégagée par le crayon pendant l'irradiation est mesurée par bilan neutronique avec des **collectrons*** ; elle est ensuite recalée par **spectrométrie gamma*** quantitative.

Il s'agit, cette fois, d'irradiations de crayons fortement instrumentés auxquels on fait subir des variations de puissance. Ainsi, dans le cadre du programme REMORA, cette instrumentation permet de suivre simultanément l'évolution de la température à cœur des pastilles et la pression des gaz de fission dégagés. Un capteur acoustique a été ajouté à la charge expérimentale pour pouvoir différencier les produits de fission gazeux de l'hélium dégagé pendant les transitoires dans le cas d'un crayon MOX. Toujours dans le cadre du programme Parité MOX, l'irradiation REGATE a permis d'analyser ce même relâchement d'hélium par analyse post-irradiation, cette fois.

Études pour l'aval du cycle futur

Dans le cadre de l'aval du cycle, des expériences d'irradiations de pastilles chargées en **actinides mineurs*** sont en préparation, afin de déterminer leur comportement et d'évaluer la faisabilité des différentes options de recyclage des actinides mineurs, répondant ainsi aux engagements pris dans ce domaine par le CEA.

Mesure de la puissance résiduelle

D'autres programmes, en soutien du parc actuel, sont menés ponctuellement dans le réacteur. Ainsi, en 2008, une nouvelle problématique a été abordée dans OSIRIS : celle de la puissance résiduelle, dans le cadre du programme expérimental MERCI (voir encadré, ci-dessous).

L'expérience MERCI (Mesure de l'Énergie Résiduelle d'un Crayon de Combustible Irradié)

La mesure de la puissance résiduelle : objectif et enjeu

Lors de l'arrêt d'un réacteur, la puissance dégagée par le cœur ne tombe pas instantanément à zéro, en raison de l'énergie dégagée par la décroissance radioactive des produits de fission à vie courte. La puissance ainsi dégagée, appelée « **puissance résiduelle*** », doit être évacuée pour éviter la surchauffe du combustible, voire la fusion du cœur. C'est cette puissance résiduelle qui, faute d'avoir pu être évacuée à temps, a conduit à la dégradation des cœurs des réacteurs japonais de Fukushima, à la suite du tsunami du 11 mars 2011.

L'évaluation précise de cette puissance résiduelle permet de définir les limites de la puissance locale maximale admissible en fonctionnement normal et pour le dimensionnement des systèmes de sauvegarde ; elle est aussi une donnée essentielle dans l'élaboration des procédures de déchargement du combustible, lors des arrêts de tranche ou pour garantir la sûreté des conditions d'entreposage ou de transport des combustibles irradiés.

La puissance résiduelle est relativement bien connue aux temps longs, mais beaucoup moins aux temps courts, où compte principalement la contribution des produits de fission à vie très courte, pour lesquels les bases de données sont assez imprécises. L'expérience MERCI avait justement pour but de combler cette lacune et de mesurer la puissance résiduelle dégagée par un échantillon de combustible REP, après irradiation dans des conditions bien définies *sitôt après l'arrêt du réacteur*. Son caractère novateur repose sur le fait de rechercher une acquisition de la puissance résiduelle aux temps courts, en considérant, pour la première fois, tous les phénomènes physiques liés à l'irradiation d'un tronçon de crayon, tels que ceux utilisés en réacteur de puissance. Les sources de puissance résiduelle, d'origine variée (radioactivité α , β , neutrons, γ ...), proviennent des produits de fission et des noyaux lourds, et sont, par conséquent, très différentes aux temps courts et aux temps longs. De manière conventionnelle, la puissance résiduelle peut être prise en compte à partir de standards reconnus, et le but est, *in fine*, de pouvoir contribuer à l'élaboration de ces standards.

Une fois réalisée, l'expérience a été modélisée et calculée avec une approche *best-estimate*, à l'aide des codes de neutronique TRIPOLI4 et DARWIN / PEPIN2. La confrontation des résultats de calcul à l'expérience constitue alors une validation glo-

bale de l'ensemble des données de calcul : données nucléaires de base, description des chaînes d'évolution des noyaux lourds et des produits de fission pris en compte...

Déroulement de l'expérience

Le projet MERCI-1, consacré à l'étude d'un tronçon de crayon REP UO_2 neuf, s'est déroulé de 1999 à 2009. Les années 1999 à 2004 ont porté sur la faisabilité de l'expérience et du calorimètre. Le développement des appareils, ainsi que les études de conception et de sûreté ont été effectuées de 2005 à 2007, et la phase expérimentale elle-même s'est déroulée en 2008.

Il convient de souligner que le calorimètre, en raison de la précision demandée ($\pm 1\%$), a nécessité des innovations conceptuelles et des développements technologiques qui ont donné lieu à dépôt de brevets. Sa localisation en cellule blindée s'est également avérée très contraignante. Afin de prendre en compte la composante de la puissance résiduelle transportée par le rayonnement γ , il a été nécessaire de disposer le crayon dans un récipient à parois épaisses en tungstène massif. Dans ces conditions, pour obtenir la valeur de la puissance résiduelle, il est nécessaire de corriger la mesure brute des fuites γ résiduelles hors du calorimètre (calculées de l'ordre de 4 %, à l'aide du code TRIPOLI4) et de prendre en compte les phénomènes d'inertie thermique. Afin que ces phénomènes soient du second ordre, une fois passés les premiers instants de la mesure, une régulation extrêmement précise de la température (à $\pm 0,01\text{ K}$) s'impose.

L'expérience proprement dite s'est déroulée selon trois phases successives dans les installations d'OSIRIS :

- **Phase n°1** : irradiation en périphérie du réacteur expérimental OSIRIS (fig. 74) ; cette première phase a consisté à irradier un tronçon de crayon REP UO_2 neuf enrichi à 3,7 % en U 235, jusqu'à une **combustion massique*** (*burn-up**) de l'ordre de 3 000 à 4 000 MW.j/t ; une telle combustion massique permet, en effet, de garantir une bonne mesurabilité de la puissance résiduelle sur une durée de deux mois, échelle

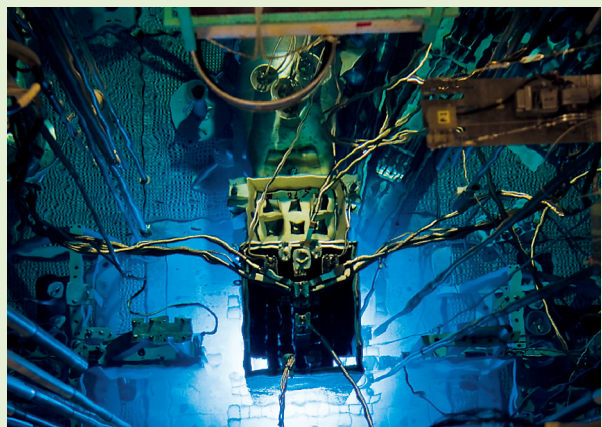


Fig. 74. L'expérience MERCI : irradiation du crayon combustible dans OSIRIS.

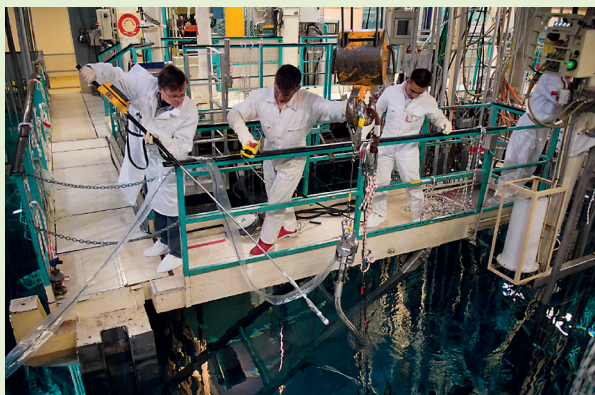


Fig. 75. L'expérience MERCI : phase de transfert du crayon dans le canal entre réacteur et cellule chaude.

de temps pertinente, au regard des enjeux ; le crayon a ainsi été irradié durant 55 **JEPP***, à une **puissance linéique*** moyenne par cycle évoluant entre 260 et 312 W/cm ;

- **Phase n°2** : transfert du crayon, à la suite d'un arrêt programmé du réacteur depuis son emplacement d'irradiation jusqu'en cellule chaude et introduction dans un calorimètre (fig. 75) ; cette deuxième phase, mobilisant une équipe de 20 personnes du CEA, s'est concrétisée le 17 mars 2008 par le transfert du crayon en 26 minutes du cœur vers la cellule blindée n° 2 d'OSIRIS et son introduction dans le calorimètre MOSAÏC ; elle constituait le point clé de l'expérience, dont l'apport dépendait, en effet, en grande partie, du délai de transfert qui devait être le plus court possible, tout en respectant l'ensemble des dispositions de sûreté inhérentes à la manutention de combustible nucléaire irradié ;
- **Phase n°3** : mesure de la puissance évacuée par le crayon, via le calorimètre MOSAÏC installé en cellule blindée à OSIRIS pendant ≈ 2 mois (fig. 76) ; cette troisième phase s'est achevée après 49 jours de calorimétrie, et des examens post-irradiatoires ont eu lieu (**spectrométrie γ^*** , **neutronographie*** et dissolution de pastilles à Marcoule, pour dosage isotopique à Saclay).



Fig. 76. Le calorimètre MOSAÏC, pour la mesure de la puissance résiduelle en cellule blindée.

Interprétation

L'interprétation de l'expérience MERCI-1 a nécessité la modélisation fine de l'irradiation du combustible. Pour cela, un couplage entre le code de transport TRIPOLI-4 (code de neutronique **Monte-Carlo***) et le formulaire d'évolution DARWIN/PEPIN2, codes développés par le Département de modélisation des systèmes et des structures/SERMA, a été mis en œuvre. Ce modèle fournit la composition isotopique du combustible, en fin d'irradiation. Le formulaire DARWIN/PEPIN2 permet, ensuite, à partir de cette composition, le calcul de la puissance résiduelle dégagée par les noyaux instables produits au cours de l'irradiation.

La caractérisation de l'irradiation du combustible (**taux de combustion***), nécessaire à la détermination du nombre de fissions au sein du crayon MERCI-1, a été effectuée à partir de mesures réalisées au cours de l'irradiation, à l'aide d'un ensemble d'instrumentations nucléaires dédié (**chambre à fission***, **collecteurs***) et à partir des résultats de mesures post-irradiatoires par spectrométrie γ et spectrométrie de masse pour un certain nombre d'isotopes lourds et produits de fission (Cs 137, Nd 148, U 235...).

La comparaison calcul / mesure présente trois périodes distinctes (fig. 77) :

- **Temps courts** : de 27 à 44 minutes, les écarts $\left(\frac{C-M}{M}\right)$ évoluent de -10 % à 1 %, la sous-estimation du calcul résulte d'une mesure surestimée consécutive à une surchauffe du crayon avant son introduction dans le calorimètre ;
- **temps intermédiaires** : de 44 minutes à 10 jours, les écarts évoluent de 1 % à 6 % (à 12h30 de refroidissement) et se stabilisent autour de 1 % entre 4 à 10 jours de refroidissement ;
- **temps longs** (non représentés) : > 10 jours. Les résultats expérimentaux doivent être consolidés entre 15 et 25 jours et de 41 à 49 jours ; néanmoins, de 10 à 15 jours et de 25 à 34 jours de refroidissement, les écarts oscillent autour de 1 % ; entre 34 et 41 jours, les écarts évoluent de 1 % à -1 %.

Les incertitudes (à un intervalle de confiance) cumulées mesures + calcul varient de 5 % (à 27 minutes) à 3 % (à 10 jours). Les écarts $\left(\frac{C-M}{M}\right)$ sont compris dans l'intervalle d'incertitude à 1σ , à l'exception des périodes [27 minutes ; 44 minutes] et [6 h 20 min ; 1,5 j] où ils sont compris dans l'intervalle à 2σ . Ces premières analyses apportent des améliorations dans la quantification des incertitudes intervenant dans les dossiers d'exploitation et de sûreté des réacteurs.

Par son caractère à la fois très innovant et hautement technique, l'expérience MERCI-1 a nécessité la mobilisation, sur plusieurs années, des compétences majeures du CEA dans différentes disciplines (neutronique, radioprotection, thermique, thermohydraulique, mécanique, thermomécanique, instrumentation, chimie, expérimentation...) et mis en œuvre plusieurs



Fig. 77. Comparaison Calcul/Mesure (C/M) de la puissance résiduelle du combustible MERCI-1.

installations importantes de la DEN (réacteur OSIRIS, laboratoires chauds ATALANTE et LECI, laboratoires d'analyses...). Le pilotage opérationnel de cet ensemble de compétences et de moyens, allant de la conception de l'expérimentation, de sa réalisation en réacteur jusqu'à son interprétation fine, a permis de fédérer des équipes réparties sur cinq centres du CEA (Saclay, Grenoble, Cadarache, Marcoule et Bruyères-le-Châtel).

L'expérience a permis la validation des principes de base et des solutions techniques originales retenues et, surtout, l'atteinte des objectifs en termes de durée du transfert et de précision de la mesure, pour le calorimètre diphasique.

La puissance résiduelle issue du combustible MERCI-1 a pour origine principale la désintégration des produits de fission de l'uranium. Ainsi, l'expérience MERCI-1 permet la qualification de la composante issue de ces produits de fission à la puissance résiduelle. Au sein d'un combustible comportant un taux de combustion plus élevé, une fraction non négligeable de la puissance résiduelle est due aux produits de fission des noyaux lourds formés lors de l'irradiation. Afin de qualifier les composantes plutonium et actinides des combustibles irradiés, une seconde expérience MERCI-2 est en cours de définition. Elle s'appuie sur un combustible MOX à haute teneur en plutonium ($\approx 9\%$ Pu).

Étude des accidents graves

L'irradiation en réacteur de recherche constitue aussi la première étape de certains programmes de recherche sur les accidents graves en réacteur. Ainsi, le programme VERDON consiste en l'étude des relâchements des produits de fission et des actinides par des combustibles en situation accidentelle.

Dans les expériences VERDON, menées dans un cadre international, la charge expérimentale est constituée d'un crayon combustible très court (2 ou 3 pastilles) refabriquée en laboratoire chaud à partir d'un crayon irradié en centrale de puissance. Ce crayon est ré-irradié dans le réacteur OSIRIS, afin de reconstituer dans le crayon combustible l'inventaire en produits de fission à vie courte avant l'accident (ce sont ces radionucléides qui sont les plus pénalisants sur le plan radiologique, en cas d'accident grave), puis ce crayon est envoyé rapidement dans le laboratoire LECA, à Cadarache. Les conditions accidentelles y sont alors simulées, en chauffant le crayon expérimental dans un four à induction et sous une atmosphère mixte de vapeur d'eau, d'hydrogène ou d'air. Des mesures de **spectrométrie gamma*** en ligne assurent, au cours de la chauffe, le suivi du relâchement des PF à travers la céramique, puis la gaine du combustible.

Expériences d'irradiation pour les réacteurs de quatrième génération

Au-delà du soutien à l'amélioration des performances des deuxième et troisième générations de réacteurs, OSIRIS prend sa place dans le programme international de recherche et développement de la quatrième génération de réacteurs, et en particulier les réacteurs à gaz (RHT – RTHT – RNR-G). La spécificité de ces réacteurs à gaz est leur très haute température de fonctionnement, et, pour le RNR-G, leur haut flux neutronique. Les matériaux pressentis, tant pour les structures que pour les combustibles, sont donc à qualifier dans ces conditions. Afin d'atteindre un domaine de fonctionnement cohérent avec ces filières, le NaK du CHOUCA est remplacé par un gaz neutre, ce qui a permis de réaliser l'expérience CEDRIC sur le comportement de torons de fibres de carbure de silicium sous traction à des températures au-delà de 900 °C. Outre le niveau de température, cette expérience incluait deux spécificités : la traction qui était appliquée à l'échantillon était pilotée *via* un système de vérin, et son élongation était suivie en direct par un capteur inductif.

Pour aller plus loin, le CEA a développé, sur la base du concept CHOUCA, un nouveau dispositif baptisé PHAETON permettant d'atteindre des températures d'échantillons supérieures à 1 000 °C avec une précision de pilotage de ± 10 °C. L'ensemble des autres caractéristiques sont celles d'un CHOUCA. Le dispositif PHAETON a accueilli des échantillons SiC et W pour les **couvertures*** des réacteurs de fusion (irra-

diation FURIOSO), cela dans le cadre d'un programme du 6^e PCRD.

Qualification des matériaux et du futur combustible des MTR

En dehors des réacteurs pour la production d'énergie (électrogènes ou calogènes), OSIRIS prépare aussi l'avenir des réacteurs d'irradiation en participant au programme international de développement de nouveaux combustibles pour ce type de réacteur qui met en œuvre l'UMo, combustible à forte densité et à faible enrichissement permettant d'éliminer l'emploi d'uranium fortement enrichi (> 20 %) dans les réacteurs expérimentaux.

Pour cela, le réacteur OSIRIS accueille au sein de son cœur un dispositif spécifique recevant des plaques de combustible expérimental aux dimensions similaires à celles du réacteur. Ce dispositif appelé « IRIS » est l'hôte, depuis plusieurs années, du programme expérimental du même nom. Il peut recevoir jusqu'à quatre plaques combustibles, simultanément. À chaque cycle, les plaques ainsi irradiées sont extraites du dispositif pour en mesurer le gonflement sur un banc spécifique situé dans l'installation.

Parallèlement au programme combustible déjà mentionné, des irradiations sont menées dans OSIRIS pour caractériser les matériaux propres aux réacteurs d'irradiation. Ainsi, en soutien à la conception du RJH, des irradiations de caractérisation de l'aluminium utilisé généralement pour le bloc réacteur sont réalisées.

Instrumentation

Enfin, de manière à améliorer la qualité des mesures qui sont réalisées dans les réacteurs de recherche, un programme de R&D en instrumentation est mené au CEA, en partie en collaboration avec le SCK-CEN, en Belgique, pour développer des instrumentations novatrices et performantes. Citons, par exemple, les méthodes de mesure dimensionnelles ou spectrométriques par fibres optiques, ou l'utilisation d'ondes acoustiques pour caractériser le combustible, en cours d'irradiation. Les programmes d'irradiation correspondants permettent de qualifier ces capteurs dans des conditions représentatives de leur utilisation dans les dispositifs d'irradiation de demain.

Michel AUCLAIR, Philippe DURANDE-AYME,

Stéphane LOUBIÈRE,

Département des réacteurs et services nucléaires

Caroline VERDEAU,

Direction de l'innovation et du soutien nucléaire

Richard LENAIN et Danielle GALLO

Département de modélisation et de simulation des systèmes

Les laboratoires associés aux réacteurs expérimentaux

Les laboratoires chauds sont des installations associées, de façon indispensable, aux réacteurs expérimentaux. Ils sont nécessaires en amont des irradiations en réacteur pour préparer ces dernières : fabrication du combustible et du crayon pour des irradiations sur combustible vierge ou, lorsque l'objet est déjà irradié, refabrication en laboratoire chaud de crayons courts, avec ou sans instrumentation. Ils interviennent également en aval, pour la réalisation des examens, destructifs ou non, après irradiation.

Les domaines d'activité des laboratoires chauds

La base des activités est liée au parc de réacteurs électrogènes avec deux grands volets :

1. Les activités associées à l'amélioration des combustibles (UO_2 et MOX) incluent les programmes de surveillance pour les nouveaux combustibles et gainages, les combustibles à forts **taux de combustion***, le comportement du combustible en régime transitoire, le recyclage des uranium et plutonium de **retraitement***, les **poisons consommables***, les expertises de crayons abîmés en centrale. À ces thèmes se rajoutent les études sur la sûreté, l'entreposage de longue durée et le transport des combustibles. Les systèmes du futur créent également de nouveaux besoins, comme la fabrication et l'examen de crayons et de cibles contenant des **actinides mineurs***, ou les combustibles carbures ou nitrures.

2. Les activités de recherche sur les matériaux irradiés : aciers de cuve et d'internes pour surveiller la durée de vie des centrales (AMI Chinon, **VTT***...), expertise des dégradations en service pour les centrales, analyse chimique ou radiochimique des effluents primaires, gainages (au **LECI***, fig. 78 et 79), la corrosion (dans les laboratoires de Řež), matériaux de paroi pour la fusion (par exemple, à Jülich), examens sur graphite, etc.

En plus de ce soutien direct aux réacteurs, les laboratoires chauds permettent aussi :

3. Les études sur le traitement des combustibles usés, en soutien aux usines (Sellafield et La Hague).

4. La production de radio-isotopes et de sources radioactives, liée à la proximité d'un réacteur expérimental (**HFR***, **OSIRIS***, **BR2***).



Fig. 78. Le laboratoire chaud LECI, à Saclay, pour l'étude des matériaux irradiés.

5. Certaines activités support, comme les travaux sur la décontamination ou les déchets (Chicade), ou des analyses associées au suivi environnemental (Erlangen).

6. Les examens associés aux irradiations de **spallation*** et les analyses pour la non-prolifération.

Certains laboratoires se sont spécialisés sur un domaine pointu (par exemple, les matériaux pour la fusion, à Jülich). Quelques organismes se sont spécialisés dans les études de métallurgie ; d'autres dans la radiochimie (CEA) ; d'autres, encore (ITU, EDF), couvrent un spectre plus large et réunissent un ensemble de compétences sur un même site.



Fig. 79. Une machine de traction en cellule chaude, au LECI.

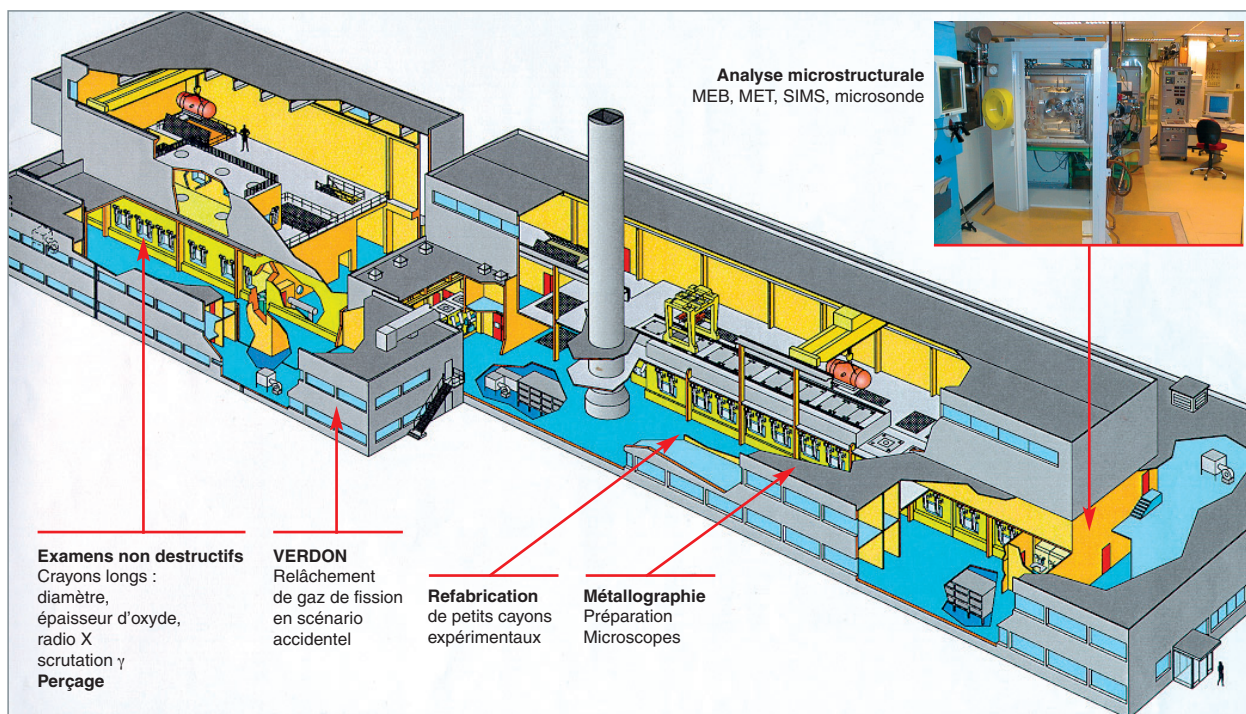


Fig. 81. Le LECA-STAR, à Cadarache : examens sur combustibles irradiés.

Les laboratoires chauds, au CEA

Entre 1995 et 2005, le CEA a regroupé ses activités dans les laboratoires chauds jugés nécessaires et suffisants pour réaliser ses programmes de développement.

La rationalisation opérée par le CEA a abouti à la situation suivante :

- Les combustibles irradiés (LECA-STAR), à Cadarache (fig. 81) ;
- les matériaux irradiés (LECI), à Saclay ;
- l'aval du cycle (ATALANTE), à Marcoule.

La partie combustible est organisée entre :

- Le laboratoire Bernard François pour la R&D concernant l' UO_2 non irradié ;
- le LEFCA pour la R&D MOX et les combustibles du futur, en boîtes à gants ;
- le LECA pour le combustible irradié ;
- et ATALANTE pour les combustibles avec actinides mineurs.

Les types d'examens pratiqués dans les laboratoires chauds du CEA

À partir de tronçons de crayons irradiés, le LECA et le LECI réalisent des crayons courts (35 à 50 cm), appelés « Fabrices », qui subissent ensuite des rampes de puissance dans le réacteur OSIRIS (transitoires de classe 2, fig. 82) ou dans **CABRI*** (essais de transitoire accidentel du type acci-

dent de réactivité, **RIA***). Ces crayons peuvent être dotés d'un thermocouple ou d'un capteur de pression, voire d'un capteur acoustique, pour la validation des codes de simulation des combustibles.

Après irradiation en réacteur, les combustibles expérimentaux sont examinés de façon non destructive au LECA (contrôles visuels, détection de fissures, gammamétrie, déformation, radiographie X), puis percés pour quantifier le relâchement des gaz de fission et analysés en microscopie (optique, MEB, microsonde, SIMS, diffractométrie X) [fig. 83].

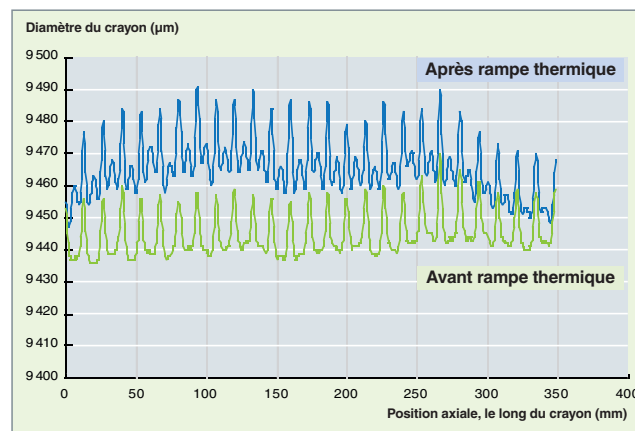


Fig. 82. Mesures de déformation sur un crayon combustible ayant subi une rampe thermique dans OSIRIS.

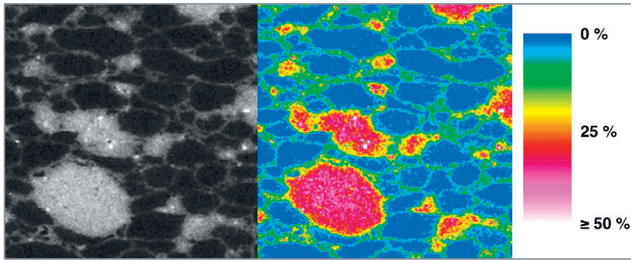


Fig. 83. Microstructure de combustible MOX par microsonde électronique (en couleur, la teneur en Pu). On distingue, en bas, à gauche, un amas de plutonium.

En outre, le LECA dispose de deux installations pour étudier le relâchement des produits de fission lors du chauffage de combustibles irradiés : MERARG, pour les études du comportement en conditions nominales ou accidentelles, et VERDON, pour simuler, sur du combustible fraîchement ré-irradié dans OSIRIS, le relâchement des produits radioactifs, lors d'un hypothétique accident grave (fig. 84).

Le LECl, à Saclay, est équipé pour réaliser tous les types d'essais mécaniques sur des éprouvettes métalliques (voire en graphite ou céramique), après irradiation. Ces essais permettent de mieux appréhender la durée de vie des aciers de cuves ou des gaines de combustibles.

Les laboratoires chauds européens sont en pleine évolution. Celle-ci dépend du contexte nucléaire local et se traduit par des fermetures, des réorganisations autour de certaines installations et des rénovations, voire des constructions. Les contraintes économiques incitent à une mutualisation des moyens d'examen. Mais la difficulté des transports et les législations nationales freinent cette tendance. Les projets européens et les programmes internationaux, comme le lancement du RJH, forceront cette mutualisation des moyens, *via* une meilleure intégration des équipes.



Fig. 84. Construction des cellules blindées du dispositif expérimental VERDON, au sous-sol du laboratoire STAR.

Un exemple de recherche utilisant les laboratoires chauds : les expériences REMORA pour l'étude du comportement du combustible en situation accidentelle

Les expériences REMORA (RE-irradiation instruMentée dans OSIRIS, avec mesure du Relâchement et de la tempérAture à cœur) menées ces dernières années dans le réacteur OSIRIS sont dédiées à l'étude du comportement en situation accidentelle de combustibles UO_2 et MOX à fort taux de combustion irradiés en réacteurs de puissance. Ces expériences, conduites en partenariat avec AREVA-NP et EDF, permettent, outre une meilleure compréhension des phénomènes majeurs intervenant dans le combustible en irradiation, d'apporter les données nécessaires à la validation des codes thermomécaniques qui décrivent le comportement global du crayon (codes ALCYONE, CYRANO et COPERNIC, respectivement pour le CEA, EDF et AREVA-NP), avec, notamment :

- L'étude du comportement thermique, et en particulier de la dégradation de la conductivité thermique à fort **taux de combustion*** ;
- l'étude de la cinétique de relâchement des gaz de fission, durant des transitoires de puissance ;
- et, dans le cas des combustibles MOX, la cinétique de relâchement de l'hélium, avec l'objectif d'étudier le comportement couplé entre les gaz de fission et l'hélium.

Les irradiations REMORA consistent à ré-irradier des tronçons de combustible à fort taux de combustion préalablement instrumentés en laboratoire chaud, au cours d'expériences de courte durée réalisées dans un des dispositifs d'OSIRIS (GRIFFONOS). Les historiques de puissance de ces ré-irradiations sont constitués de phases représentatives des puissances en réacteurs REP et de phases de type transitoire incidentel.

Ces expériences ont nécessité le développement et la mise en œuvre d'une instrumentation fine, l'utilisation de procédés de fabrication innovants, ainsi que le développement de méthodologies spécifiques pour la réalisation et l'interprétation des expériences.

Deux expériences ont déjà été réalisées sur des combustibles UO_2 à fort taux de combustion : un combustible standard irradié 6 cycles en REP et un combustible dopé à l'oxyde de chrome irradié 5 cycles en REP. Pour ces deux premières expériences, une instrumentation standard REMORA a été mise en place sur le crayon combustible, à savoir, un thermocouple à cœur et un capteur de pression.

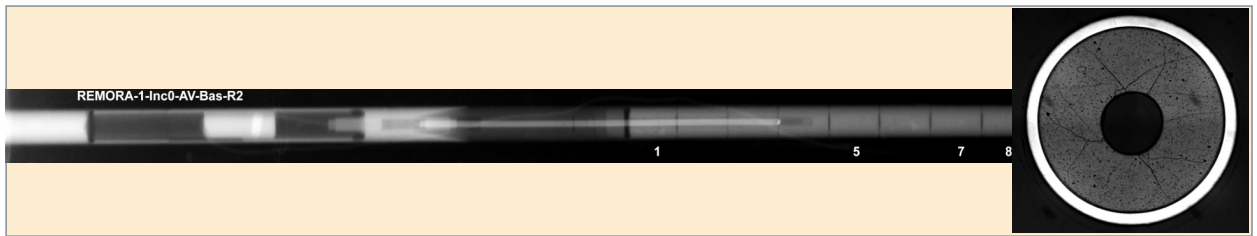


Fig. 85. Neutronographie de la partie basse d'un crayon REMORA, équipé d'un thermocouple implanté dans le crayon pour la mesure de sa température centrale.

La troisième expérience a été réalisée, fin 2010, sur un combustible MOX irradié 5 cycles en réacteur de puissance. Dans le cas du combustible MOX, un capteur acoustique permettant de mesurer en ligne l'évolution de la composition des gaz, au cours de l'expérience, a été ajouté à l'instrumentation standard.

Les phases de conception de la charge instrumentée et des expériences ont été menées de manière à disposer de grandeurs expérimentales fiables et précises, et plus particulièrement :

1. Pour la mesure de la température centrale, les combustibles pré-irradiés en réacteur de puissance ont été équipés d'un thermocouple à cœur (fig. 85). La mise en place de cette mesure a nécessité le développement d'un procédé de forage sans cryogénie, procédé innovant développé spécifiquement pour les expériences REMORA. La qualification de ce procédé de forage a été conduite sur des combustibles UO_2 et MOX de 2 à 6 cycles, avec l'objectif de garantir, d'une part, l'absence d'impact sur la microstructure (fissuration radiale ou circumférentielle, arrachement, modifications des grains en bord de forage...), et, d'autre part, la maîtrise de la géométrie du forage et la position axiale de la soudure chaude du thermocouple. L'incertitude sur la mesure de température ainsi obtenue est inférieure à 1,5 % sur un domaine de températures centrales mesurées jusqu'à 1 500 °C.

2. Pour mesurer les cinétiques de relâchement des gaz de fission et de l'hélium indépendamment, deux capteurs sont implantés sur le crayon combustible, associés à une méthode spécifique (gaz traceur) permettant de réduire significativement l'incertitude sur le bilan hélium final :

- Un capteur de pression innovant, de conception CEA, dit « à contre-pression » (fig. 86) destiné à réaliser des mesures de pression, en particulier au cours d'irradiations de courte durée, le principe de la contre-pression permettant de s'affranchir totalement de tout effet de dérive de la mesure sous flux neutronique ou gamma. L'incertitude de la mesure a été déterminée au cours d'une expérience de qualification sous flux à $\pm 0,5$ bar à 2s ;
- un capteur acoustique permettant une mesure en ligne de la composition des gaz internes au plénum. Ce capteur (fig. 87) a été développé conjointement par le CEA et l'Institut d'électronique du Sud (Unité mixte CNRS – Université Montpellier II) et a fait l'objet d'un brevet déposé en juillet 2008. Le principe général de la mesure consiste à émettre un signal ultrasonore dans une cavité dédiée et à accéder, à partir des échos émis et réfléchis, à la composition des gaz via la mesure de la vitesse de propagation des ondes acoustiques (mesure du temps de vol). L'incertitude de mesure est de l'ordre de 1 % ; elle est essentiellement liée à l'incertitude sur la température des gaz présents dans la cavité de mesure.

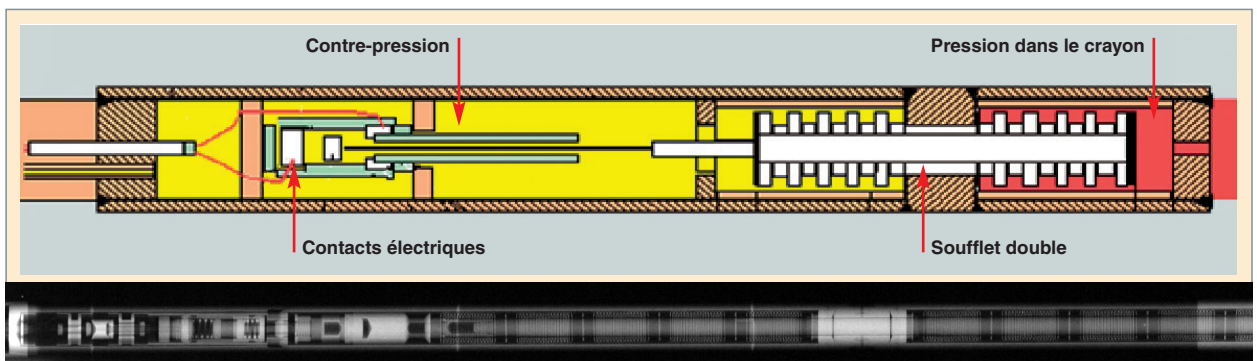


Fig. 86. Capteur à contre-pression, pour la mesure de la pression dans le crayon.

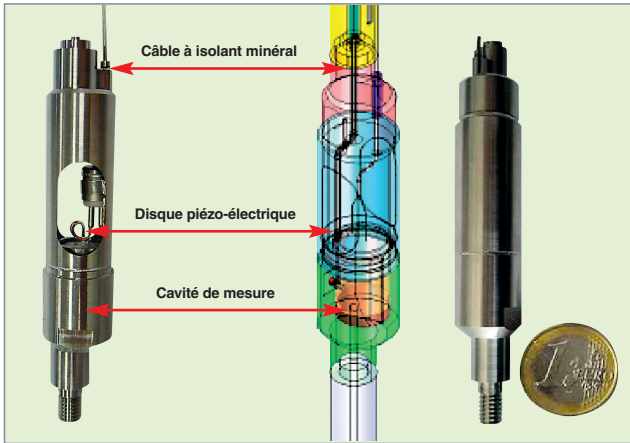


Fig. 87. Capteur acoustique équipant un crayon REMORA, permettant la mesure de la composition des gaz relâchés dans le crayon. Mesure de la masse molaire des gaz.

- L'ajout d'un gaz traceur au gaz de remplissage du crayon expérimental permettant de réduire l'incertitude attachée à la mesure du relâchement d'hélium, à l'issue de l'expérience. Le principe consiste à introduire un élément supplémentaire précisément quantifié (traceur) dans l'hélium de remplissage, élément ne subissant pas ou peu de modifications sous flux neutronique (captures) et n'étant pas lui-même créé par la fission (ou à rendement de fission très faible). En mesurant à nouveau cet élément, après irradiation, il est alors possible de quantifier précisément la partie correspondant à l'hélium de remplissage dans l'hélium total mesuré (initial + relâché). L'incertitude ainsi obtenue sur la quantification du relâchement d'hélium final est d'environ 15 %.

La figure 88 présente le crayon complet triplement instrumenté REMORA 3 intégré au dispositif expérimental GRIFFONOS d'OSIRIS :

Les mesures acquises et l'interprétation fine des deux premières expériences REMORA ont permis de comparer le comportement des combustibles UO_2 standard et dopé, à la fois du point de vue des modèles de comportement thermique, de la quantité totale de gaz de fission relâché et de la cinétique de relâchement de ces gaz.

Au cours de ces expériences, la cinétique de relâchement des gaz (fig. 89) est calculée, en utilisant :

- L'évolution de la pression interne mesurée en ligne ;

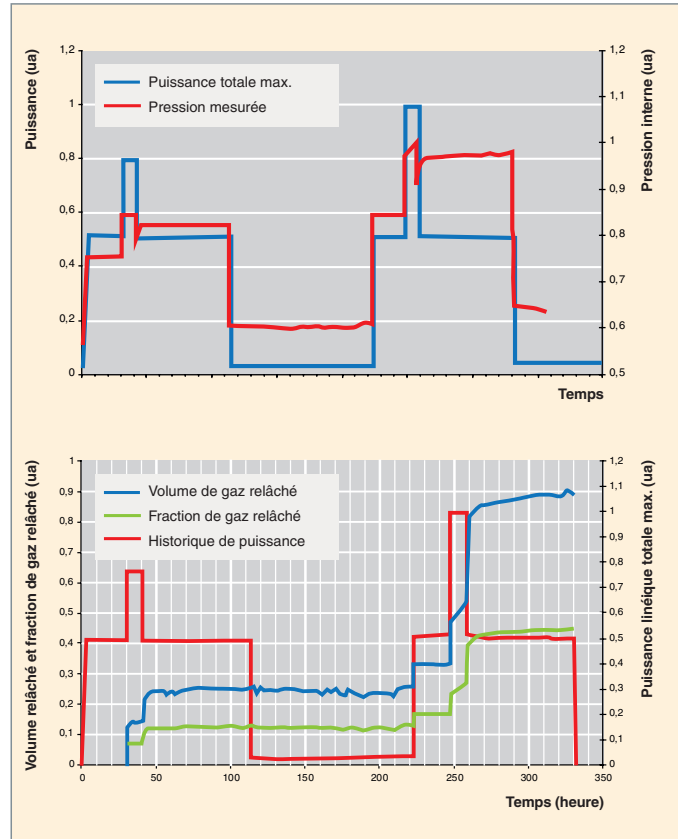


Fig. 89. Pression interne et puissance linéique mesurées au cours d'une expérience REMORA – Évolution du volume et de la fraction de gaz relâchés calculés.

- l'évolution de la température moyenne des gaz dans le volume libre, en fonction de la puissance linéique, évolution donnée par des calculs thermiques spécifiques et une phase particulière de mesures réalisée en début d'expérience ;
- l'évolution du volume libre total calculée par le code thermo-mécanique combustible.

Les deux premières expériences ont ainsi pu mettre en évidence :

- Le bon accord, sur l'ensemble du domaine exploré, entre les températures mesurées et calculées par le code de thermo-mécanique combustible du CEA (fig. 90) avec une conductivité effective du combustible UO_2 dopé légèrement, dégradée par rapport à celle de l' UO_2 standard ;

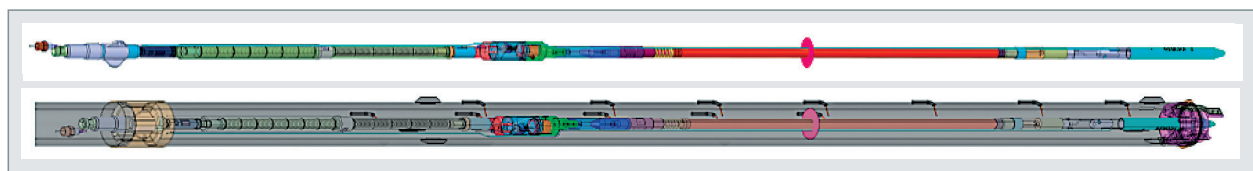


Fig. 88. Crayon triplement instrumenté REMORA 3, dans son dispositif expérimental GRIFFONOS.

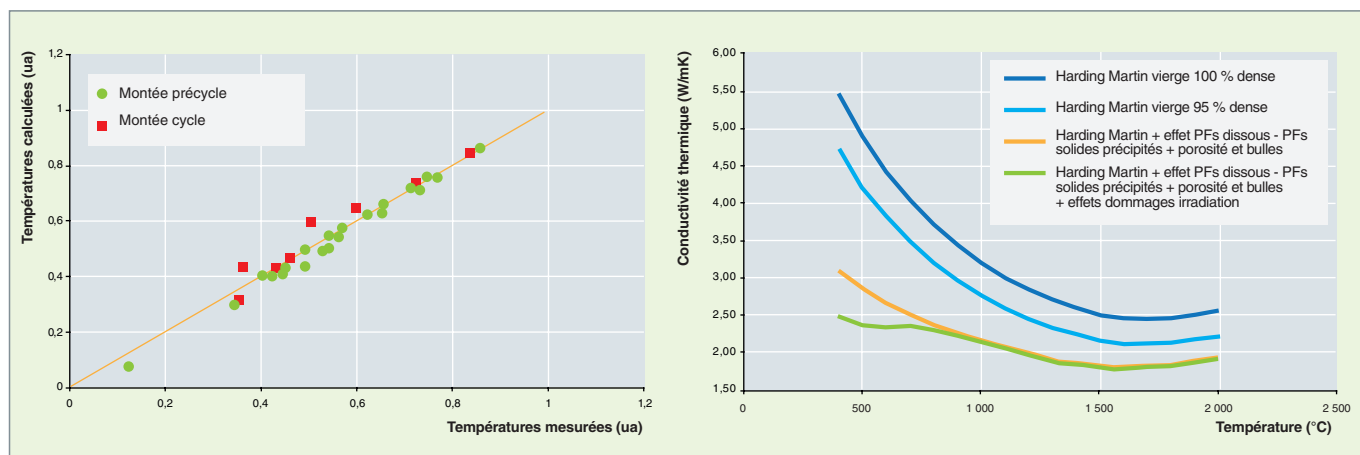


Fig. 90. Comparaison calcul/mesure température combustible – lois de conductivité UO_2 standard.

- la meilleure capacité de rétention des gaz de fission du combustible AREVA dopé au chrome, en condition transitoire ;
- une cinétique de relâchement des gaz de fission sensiblement différente entre le combustible UO_2 standard et le combustible AREVA dopé au chrome.

L'expérience REMORA 3 sur combustible MOX, triplement instrumentée (température à cœur, pression interne, composition des gaz), a été réalisée avec succès, fin 2010, et se trouve en cours d'analyse. Cette irradiation, via la mesure en ligne de l'évolution de la pression couplée à celle de la composition des gaz dans les volumes libres a permis d'acquérir des données expérimentales spécifiques sur le comportement de l'hélium et le relâchement des gaz de fission (mécanismes de fissuration, existence de températures seuil, cinétique différenciée de relâchement hélium et gaz de fission...) et va contribuer significativement à la validation du modèle RACHEL de relâchement d'hélium développé par le CEA. Elle va également permettre la validation globale des modèles de comportement thermique pour un MOX à fort taux de combustion.

Jean-Yves BLANC,

Direction de l'innovation et du soutien nucléaire

Thierry LAMBERT et Emmanuelle MULLER

Département d'étude des combustibles

► Bibliographie

BLANC (J.-Y.), « Les laboratoires d'examen », Journée SFEN, *Les Moyens de recherche en support à l'évolution des réacteurs nucléaires*, Paris 19-20 octobre 2005.

<http://www.sckcen.be/hotlab/>

<http://www-nfcis.iaea.org/>

Le réacteur Jules Horowitz

Opportunité du lancement du projet RJH

Dans les années 60, des réacteurs destinés à l'étude des matériaux et combustibles sous irradiation, dits « **MTR*** » (*Material Test Reactors*), tels que OSIRIS (France), HFR (Hollande), BR2 (Belgique), Halden (Norvège), ont été financés et construits dans un cadre national. Ils ont apporté une contribution essentielle au développement sûr d'une industrie nucléaire compétitive.

Approchant ou ayant dépassé les 50 ans, les réacteurs MTR contribuant dans le monde au développement de l'industrie nucléaire sont maintenant victimes d'une obsolescence croissante. La question du renouvellement de cette capacité expérimentale se pose donc. De nombreux échanges ont eu lieu, en Europe, sur cette question, dans la première moitié de la décennie. Un débat de même nature s'est développé au Japon.

Ces débats ont conclu à la nécessité de maintenir une capacité expérimentale dans le domaine du comportement des matériaux et combustibles sous irradiation, du fait du développement général de l'énergie nucléaire, de l'évolution continue des exigences de sûreté, des enjeux liés à la durée de vie des centrales, de la recherche de compétitivité dans leur exploitation et dans l'évolution des produits combustibles, ainsi que des besoins d'innovation identifiés pour les systèmes nucléaires du futur.

Compte tenu du temps de construction d'un nouveau MTR (plus de dix ans) et de l'importance du maintien des compé-

tences dans ce domaine, le lancement du RJH a fait l'objet d'un consensus en Europe. Un consortium de partenaires financeurs a été formé en 2007, apportant au projet de réacteur Jules Horowitz (RJH) le statut d'une installation de service (« *user-facility* ») européenne ouverte à la collaboration internationale (fig. 91).

Un nouveau réacteur MTR est une infrastructure de recherche qui va structurer, pour plusieurs décennies, les capacités de développement dans le domaine de la fission. Il s'agit d'un investissement coûteux, dont les spécifications initiales détermineront la valeur ajoutée future.

Compte tenu des éléments suivants :

1. Les réacteurs refroidis à l'eau seront en exploitation pendant la majeure partie du siècle ; les enjeux de compétition technologique, de maîtrise de la durée de vie, d'amélioration continue des référentiels de sûreté dimensionneront, pour plusieurs décennies, les besoins en irradiation expérimentale.
2. Dans le même temps, les impératifs d'un accès durable à l'énergie nucléaire imposent le développement progressif des technologies liées aux réacteurs à neutrons rapides.

Le RJH doit être optimisé sur deux objectifs, comme soutien aux réacteurs de puissance à neutrons thermiques et comme outil de recherche et développement pour les réacteurs à neutrons rapides.

Ce compromis est délicat et comporte des limitations :

- Dans le domaine du soutien aux réacteurs thermiques, la nature des besoins expérimentaux est bien cernée. Le RJH doit répondre à ces besoins avec des technologies expérimentales bien maîtrisées. La faible taille du cœur rend nécessaires des efforts tout particuliers pour maîtriser les gradients thermiques et de flux neutronique induits sur les échantillons ;
- dans le domaine du soutien aux réacteurs rapides, les besoins sont moins connus, à ce jour. Par précaution, le RJH doit être conçu pour offrir une capacité de flux de neutrons rapides maximum. Toutefois, le RJH ne permettra pas, dans ce domaine, de conduire des expériences totalement représentatives, qui ne seront possibles que dans des réacteurs prototypes des filières concernées ;



Fig. 91. Vue d'artiste du projet de réacteur Jules Horowitz, sur le site de Cadarache.

- enfin, pour toutes les filières de réacteurs, le RJH devra apporter une capacité expérimentale essentielle dans l'étude des régimes de fonctionnement incidentels et accidentels par la mise à disposition des systèmes à déplacement, d'une cellule spécifique pour permettre la bonne gestion d'échantillons combustibles détériorés dans les expériences, d'un laboratoire de mesure en ligne des produits de fission relâchés, etc.

La conception du réacteur Jules Horowitz

Le RJH a été conçu comme un réacteur piscine de 100 MW nucléaire, polyvalent, pouvant accueillir une vingtaine d'expériences simultanées, en reproduisant les conditions d'environnement spécifiques des différentes filières et générations de réacteurs.

Au réacteur sont associés des piscines et des cellules chaudes qui permettent une gestion efficace du cycle des expériences. Cet ensemble constitue ce que l'on appelle l'« îlot nucléaire » (fig. 92).

Le cœur du réacteur, contenu dans un caisson d'une soixantaine de centimètres de diamètre et de hauteur, est refroidi par un circuit primaire, sous une pression de 10 bars.

Le RJH est conçu pour fournir un **flux*** de **neutrons rapides*** important (flux perturbé de 5 à 6.10^{14} n.cm⁻².s⁻¹ d'une énergie

supérieure à 0,1 MeV) permettant de créer un endommagement significatif (jusqu'à une quinzaine de « déplacements par atome et par an » – **dpa*/an**) dans les matériaux de structure. Le tableau 11, ci-dessous, compare cet endommagement à celui rencontré dans différents types de réacteurs.

Tableau 11

Représentativité des endommagements des matériaux accessibles dans le réacteur Jules Horowitz	
	dpa subis dans le RJH/dpa subis, pendant le même temps, dans le réacteur
Réacteurs à eau	7
Réacteurs rapides refroidis au gaz	1
Réacteurs rapides refroidis au sodium	0,5

Le RJH a été optimisé pour rendre maximale cette capacité d'endommagement nécessaire aux études des matériaux des réacteurs du futur (Génération IV).

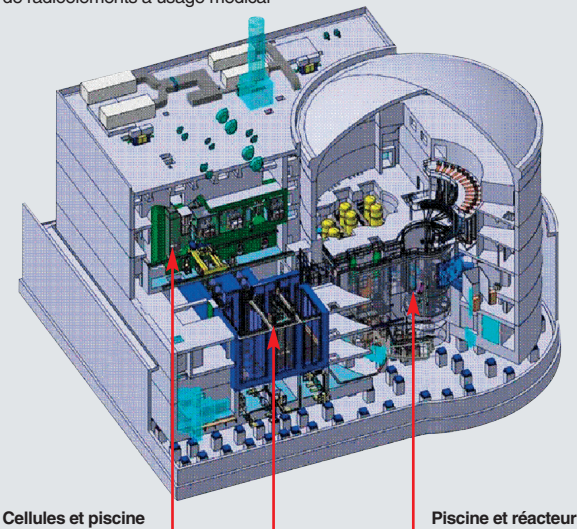
Le RJH permet aussi de disposer d'un flux élevé de **neutrons thermiques*** destiné à favoriser l'étude du comportement du combustible nucléaire. Ainsi, pour le combustible actuel, le flux du RJH permet de chauffer, jusqu'à la fusion à cœur des pastilles, un crayon disposant d'un enrichissement équivalent à 1 % en Uranium 235 dans une géométrie représentative d'un réacteur à eau sous pression. Cette performance est nécessaire pour étudier les limites du fonctionnement des combustibles.

À ces deux performances quantitatives (intensité des flux de neutrons rapides et thermiques), il convient d'ajouter une performance qualitative essentielle : la capacité de conduire des expériences de qualité. Dans des réacteurs industriels ou prototypes, il est possible de mener des tests de cuisson pour des matériaux ou combustibles ; ces tests sont, par définition, passifs et dans des conditions imposées par le réacteur d'accueil. *A contrario*, dans le RJH, comme dans tous les MTRs, il est possible de mener des expériences instrumentées, d'explorer des transitoires très sollicitants, de pousser l'expérience jusqu'à la destruction de l'échantillon, de contrôler précisément les gradients, le tout avec un pilotage indépendant des paramètres (éventuellement, en ligne) permettant l'étude d'effets séparés.

Pour atteindre les objectifs de performance ci-dessus, il a fallu concevoir un cœur **sous-modéré***, afin de disposer de forts flux de neutrons rapides, à haute densité de puissance, et à forte vitesse d'écoulement de l'eau de refroidissement pour évacuer la puissance associée. Ainsi, le cœur du RJH est constitué par un casier de 60 cm de diamètre seulement, dans lequel un combustible, sous forme de plaques, assure une forte densité de matière fissile. L'intervalle entre les plaques est réduit au maximum pour garantir la compacité du cœur, et

Étudier le comportement des matériaux et combustibles sous flux, dans différents environnements

Contribuer à la production européenne de radioéléments à usage médical



51,12 m x 46,75 m + Ø 36,6 m
H 34,4 m + H 44,9 m

Fig. 92. Vue en coupe de l'îlot nucléaire du réacteur Jules Horowitz.

donc sa densité de puissance, limiter le volume d'eau et minimiser ainsi la thermalisation des neutrons. Dans les 37 alvéoles de ce casier, on peut placer entre 34 et 37 assemblages combustibles. Une vitesse de 15 m/s a été retenue pour l'eau de refroidissement traversant les assemblages ; les assemblages sont cylindriques pour éviter les vibrations, compte tenu des vitesses de l'eau de refroidissement. Les fuites neutroniques d'une telle configuration sont importantes. Elles sont mises à profit en plaçant autour du cœur un **réflecteur*** en béryllium qui thermalise les neutrons. Le pic du flux de neutrons thermiques est ainsi obtenu dans le réflecteur, à quelques centimètres du cœur. À cette position, le flux de neutrons rapides reste significatif. Cela offre des positions expé-

mentales adaptées aux études de combustible nécessitant, à la fois, du flux thermique pour la combustion rapide de la matière fissile, et du flux rapide pour simuler l'endommagement de la **gaine***.

Toujours dans le but d'atteindre les objectifs de performance de flux, tout en prenant en compte les directives, en matière de non-prolifération, qui limitent l'enrichissement en U 235 de l'uranium mis en œuvre dans les combustibles des réacteurs expérimentaux à 20 %, le RJH fait appel à un combustible à forte densité en uranium, de façon à compenser la réduction de l'enrichissement. Ce combustible est en cours de développement dans un cadre international (voir encadré, ci-dessous).

Les développements de combustibles pour les réacteurs expérimentaux

Les combustibles des réacteurs expérimentaux se caractérisent par de fortes densités de puissance, afin de fournir des flux de neutrons importants. Ils sont conçus à cet effet et, dans les premières décennies de développement des réacteurs expérimentaux, ils ont mis largement en œuvre de l'uranium hautement enrichi en U 235 (UHE), ce qui était la voie la plus simple pour obtenir les hauts flux requis.

Depuis la fin des années 70, une initiative internationale a été lancée pour réduire et, à terme, éliminer l'usage de l'UHE considéré comme proliférant, notamment dans les réacteurs expérimentaux, en se limitant, pour la mise en œuvre destinée à faire fonctionner ces réacteurs, à l'utilisation d'uranium faiblement enrichi (UFE) pour lequel l'enrichissement est inférieur à 20 % et considéré comme non proliférant.

Les combustibles des réacteurs expérimentaux sont de conception et de forme très diverses. Toutefois, de nombreux réacteurs expérimentaux dans le monde utilisent des combustibles constitués de plaques assemblées dans des boîtiers ou cylindres pour constituer des éléments (fig. 93). Ces plaques minces (d'environ 1 mm d'épaisseur) sont constituées de particules d'un composé métallique d'uranium, dispersées dans

une matrice d'aluminium, ce dernier étant choisi pour sa bonne conductivité thermique, et l'ensemble étant recouvert d'un gaine le plus souvent constitué d'un alliage d'aluminium.

Les combustibles UHE à plaques sont constitués de particules d'un composé d'uranium-aluminium (dénommé « combustible UAI »). La concentration maximale en uranium obtenue avec ce combustible est de l'ordre de 1,7 gU/cm³ dans la matrice d'aluminium.

Le passage à l'uranium faiblement enrichi nécessite, tant pour les réacteurs existants que pour de nouveaux réacteurs, une augmentation de cette concentration, de manière à compenser la baisse de l'enrichissement et conserver ainsi la forte densité de puissance. Une première étape a été franchie dans les années 80, avec le développement d'un combustible faisant appel, pour les particules d'uranium, à un mélange uranium-silicium (combustible U₃Si₂) qui conduit à une concentration en uranium dans la matrice d'aluminium de 4,8 gU/cm³. La mise en œuvre de ce combustible a permis de « convertir » progressivement bon nombre de réacteurs expérimentaux à l'utilisation de l'UFE.

Ce combustible U₃Si₂ ne permet cependant pas la « conversion » des réacteurs expérimentaux les plus performants, notamment les réacteurs dédiés aux irradiations technologiques et les réacteurs producteurs de faisceaux de neutrons intenses pour l'étude de la matière qui nécessitent, pour pouvoir maintenir leurs niveaux de performances, des concentrations en uranium plus fortes. Aussi, à la fin des années 90, le développement d'un nouveau combustible a-t-il été lancé, constitué cette fois-ci de particules d'uranium molybdène (combustible UMo), ce combustible devant permettre d'atteindre des concentrations en uranium de l'ordre de 8 à 8,5 gU/cm³ et étant **retraitable*** après son utilisation.

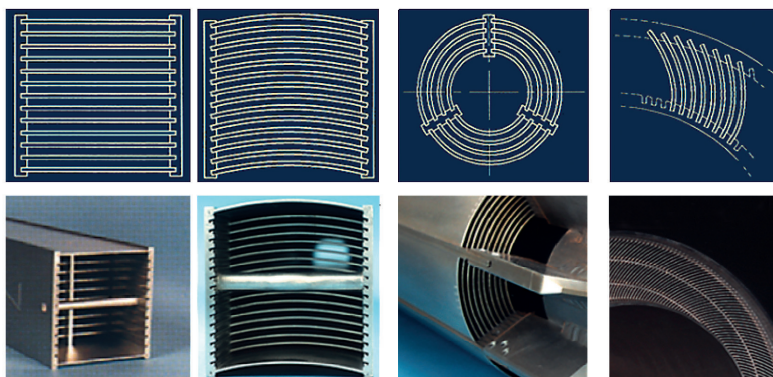


Fig. 93. Divers modèles de combustibles à plaques de réacteurs expérimentaux produits par AREVA/CERCA.

La communauté internationale concernée, notamment les États-Unis d'Amérique, le Canada, la France, la Fédération de Russie, la Belgique, la Corée du Sud, l'Argentine, s'est organisée pour conduire le développement de ce combustible, tant en ce qui concerne la qualification des procédés de qualification que la démonstration du bon comportement du nouveau combustible sous irradiation ou de sa retraitabilité.

De nombreux essais de qualification de ce combustible sous irradiation, dans des conditions représentatives de flux, de température du combustible et de taux de combustion ont été réalisés dans plusieurs réacteurs expérimentaux d'irradiation, notamment sur des plaques combustibles à l'échelle 1. Plusieurs de ces irradiations, parmi les plus significatives, ont mis en évidence des gonflements et des cloquages anormaux des gaines des plaques (années 2004/2006). Les analyses faites ont montré qu'il se formait un composé d'interaction entre les particules d'UMo et l'aluminium de la matrice, avec de mauvaises propriétés, aussi bien vis-à-vis de la rétention des gaz de fission que de la conductibilité thermique. À l'interface entre ce composé et l'aluminium de la matrice se formaient des cavités où s'accumulaient les gaz de fission, d'où les gonflements et cloquages des plaques.

Depuis, des voies d'amélioration ont été définies pour limiter ou éliminer ces interactions entre particules d'uranium et d'aluminium et sont en cours de qualification en réacteurs d'irradiation. Il s'agit, plus précisément :

- De l'adjonction de silice dans la matrice d'aluminium ;
- de l'enrobage des particules d'UMo par une couche isolante de quelques microns (par oxydation, zirconium, zirconium/nitride).

La figure 94 montre les résultats d'essais sous irradiation du combustible UMo, réalisés dans le réacteur OSIRIS du CEA

(programme IRIS), et l'effet bénéfique de l'adjonction de silice dans la matrice d'aluminium et de l'isolation des particules par leur oxydation superficielle.

Les essais IRIS dans OSIRIS ont comporté trois types de plaques de combustible UMo :

- **IRIS 1** : plaques avec des particules UMo oxydées en surface, dispersées dans une matrice d'aluminium ;
- **IRIS 2** : plaques avec des particules d'UMo dispersées dans une matrice d'aluminium ;
- **IRIS 3** : plaques avec des particules d'UMo dispersées dans une matrice d'aluminium comportant 2 % en masse de silice.

Le graphique montre l'évolution du gonflement des plaques, en microns, en fonction de l'irradiation cumulée. Il met en évidence le bon comportement des combustibles pour lesquels les particules avaient été, au préalable, oxydées ou pour lesquels de la silice avait été mélangée à l'aluminium de la matrice, par rapport aux plaques combustible ne comportant pas ces améliorations. Ces dernières présentent, vers le milieu du programme d'irradiation, des gonflements excessifs (supérieurs à 200 microns) surgissant brutalement. La poursuite de l'irradiation aurait conduit à la rupture de la gaine de ces combustibles.

Enfin, une autre alternative est également en cours de développement : elle consiste à réaliser un combustible constitué d'une fine plaque d'UMo métal (combustible dénommé « UMo monolithique ») gainée. Cette solution permet d'atteindre des concentrations en uranium de l'ordre de 16 gU/cm^3 et de convertir ainsi à l'uranium faiblement enrichi les réacteurs existants les plus performants. Les points durs nécessitant des développements importants concernent la réalisation de la plaque d'UMo, dont l'épaisseur est de quelques dixièmes de millimètres, ainsi que le maintien de la cohésion du combustible entre la plaque d'UMo et la gaine.

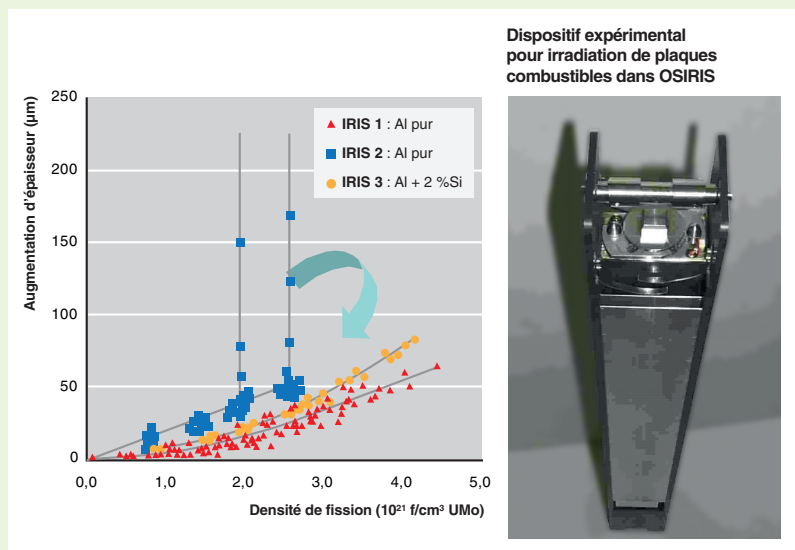


Fig. 94. Évolution de l'épaisseur de plaques de différents combustibles de type UMo, sous l'effet de l'irradiation dans le réacteur OSIRIS.

Outre les performances neutroniques, un autre domaine important dimensionnant la conception du réacteur est celui de la sûreté. Si les réacteurs MTRs en fonctionnement sont sûrs, il n'en reste pas moins vrai que leur conception date bientôt d'une cinquantaine d'années, et les options de sûreté correspondantes ne sont plus acceptables aujourd'hui.

Le RJH est conçu pour répondre aux exigences de sûreté modernes applicables à l'ensemble des installations nucléaires, qu'elles soient de puissance ou de recherche.

De TRITON à ORPHÉE, des années 50 aux années 80, les réacteurs de recherche au CEA ont vu leurs référentiels de sûreté se développer, tout en restant sur une ligne directrice commune : des dessins simples et robustes visant des performances neutroniques maîtrisées, des validations de concepts expérimentales, la prise en compte d'un accident de réactivité de type **BORAX***, etc.

Pour répondre aux exigences de la sûreté, un **circuit primaire*** fermé a été adopté. Cela représente une discontinuité majeure, par rapport aux autres réacteurs de recherche développés par le CEA.

La conception du cœur RJH réalise un compromis entre les objectifs de performances et les contraintes de sûreté, en plaçant la virole du circuit primaire entre le casier du cœur et le réflecteur.

Ce schéma présente l'avantage de :

1. Sur-pressuriser le cœur, permettant ainsi d'améliorer le refroidissement du combustible ;
2. laisser le réflecteur en dehors du circuit primaire. Cette conception offre une grande flexibilité expérimentale : il est, notamment, possible de mettre en place des systèmes à déplacement permettant de rapprocher ou d'éloigner du cœur des échantillons combustibles, simulant ainsi des transitoires de puissance ou encore offrant une position de repli sûre pour des expériences sensibles (fig. 95).

Néanmoins, cela impose de soumettre la virole du circuit primaire au droit du cœur à un flux de neutrons important. La qualification de cette virole et sa durée de vie sont ainsi devenus un des points importants du projet.

La phase de gestation du projet RJH, de 1996 à 2001, a permis la maturation de son référentiel de sûreté, en prenant en compte les règles fondamentales de sûreté valables pour les réacteurs de puissance, en élaborant des codes conception

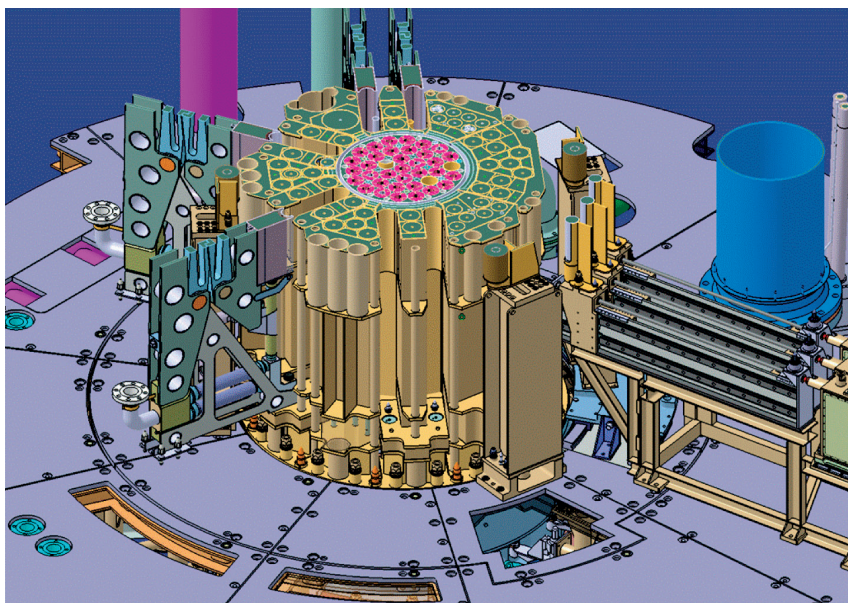


Fig. 95. Coupe du cœur du réacteur Jules Horowitz entouré de son réflecteur et des dispositifs expérimentaux.

et construction pour les équipements mécaniques, électriques, et en tirant toute l'expérience des réévaluations de sûreté de SILOÉ, ORPHÉE et OSIRIS.

Les principes de base modernes ont été appliqués à la démarche de sûreté : **défense en profondeur*** déclinée sur plusieurs niveaux, application du principe des trois **barrières de confinement***, démarche d'optimisation de la radioprotection. D'autres points sont devenus essentiels dans la démonstration de sûreté du réacteur, tels que le couplage réacteur-expériences, la prise en compte des facteurs humains, la gestion des risques de mode commun par la séparation géographique, la diversification des matériels, etc. La mise en application de ces principes s'appuie sur l'identification et le classement en situations/conditions de fonctionnement, sur l'étude des agressions d'origine interne et externe, sur l'identification et le classement des éléments importants pour la sûreté, sur la définition de critères qualité de tous les composants, etc.

Cette démarche de sûreté, entérinée par l'Autorité de sûreté, a abouti au décret de création de l'INB 172 – RJH –, le 14 octobre 2009.

La construction du RJH a démarré en 2007, pour une mise en service en 2016 (fig. 96, page suivante).

Daniel IRACANE,
Direction de l'innovation et du soutien nucléaire,
directeur du programme RJH

André CHABRE
Direction de l'énergie nucléaire

et **Patrick LEMOINE**
Direction de l'innovation et du soutien nucléaire, projet RJH

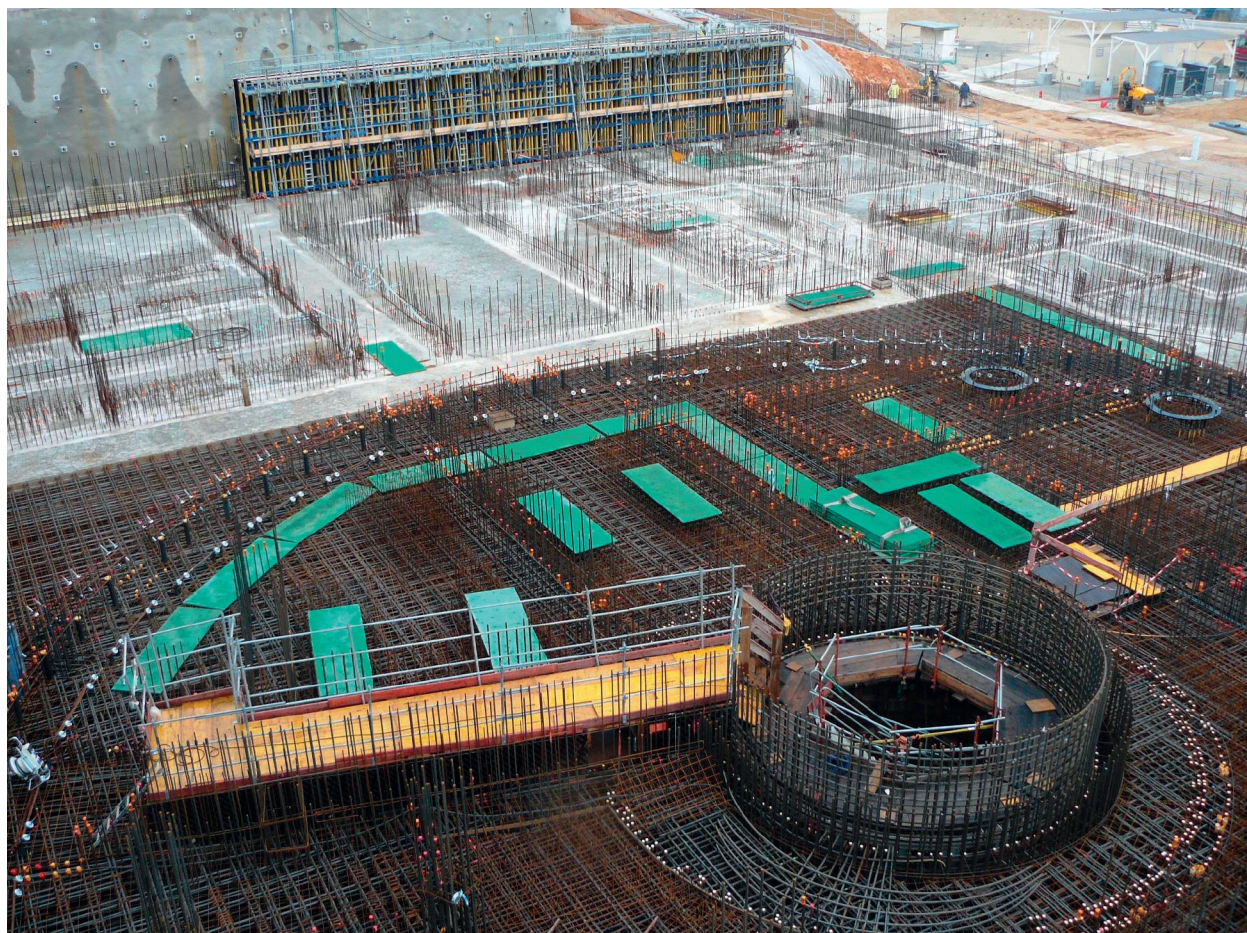


Fig. 96. Le chantier du réacteur Jules Horowitz, sur le site de Cadarache (mars 2011).

► Bibliographie

Monographie DEN, *Les combustibles nucléaires*, combustibles pour les réacteurs de recherche.

VAN DEN-BERGE (S.) et al., « *From high enriched to low enriched uranium fuel in research reactors* », SCK/CEN (Belgium), revue *RGN*, n° 6, 2010.

LAKOVLEV (V.V.) et al., « *The main results of investigation of modified dispersion LEU UMo fuel tested in the MIR reactor* », HOTLAB Conference 2011, RIAR, Dimitrovgrad, Russie (2011).

Les programmes expérimentaux et les dispositifs associés, dans le réacteur Jules Horowitz

Ce qu'on veut faire avec le RJH

Les réacteurs expérimentaux MTR (*Material Test Reactor*) sont des outils destinés à mettre en œuvre des dispositifs expérimentaux d'irradiation, en vue de la qualification de matériaux, de combustibles, ou de composants de réacteurs sous sollicitation nominale ou accidentelle.

Le RJH arrive à la croisée des chemins, dans un contexte très particulier où :

- D'une part, les réacteurs de deuxième et troisième génération, en service ou qui seront mis en service dans les prochaines années vont continuer à fonctionner sur une période de plusieurs dizaines d'années. Pour ces réacteurs, le soutien apporté par les réacteurs expérimentaux va porter essentiellement sur les problèmes d'allongement de la durée de vie (vieillessement de leurs matériaux) et l'amélioration des performances, notamment celles des combustibles ;
- d'autre part, le développement de réacteurs de quatrième génération constitue une rupture technologique bien plus prononcée. Ces réacteurs nécessitent de nouveaux matériaux, capables de résister aux irradiations aux neutrons rapides et aux hautes températures, et de nouveaux combustibles s'intégrant dans des cycles d'utilisation optimisés des matières nucléaires.

Cela a conduit à orienter les besoins en programmes expérimentaux et en dispositifs associés, vers deux domaines :

- Les programmes du RJH pour le soutien au nucléaire industriel actuel et à moyen terme destinés à qualifier la combustible haute performance pour les réacteurs de troisième génération : comportement en régime transitoire (rampes), analyse des produits de fission relâchés, quantification des marges par rapport à la rupture de la gaine du combustible, en situations normales et accidentelles ;
- les programmes du RJH pour le nucléaire du futur : centrés, dans un premier temps, sur les matériaux (pour les structures et le combustible) envisagés pour les réacteurs correspondants, et notamment les réacteurs rapides refroidis au sodium ou à gaz.

En outre, il ne faut pas oublier que les réacteurs expérimentaux sont des outils qui devront s'adapter à des besoins et aux programmes correspondants non identifiés, au moment de leur conception et de leur mise en service.

Les types d'expériences dans le RJH

Les dispositions prises dans les réacteurs expérimentaux, et notamment les réservations de zones expérimentales, sont conçues pour permettre de réaliser une gamme très étendue de types d'expérimentations, en fonction des niveaux de flux voulus, des emplacements disponibles, de l'implantation possible de dispositifs et de boucles aux performances très variées.

Ainsi, les programmes associés au développement de matériaux et combustibles se déroulent, en général, en plusieurs étapes, avec, en particulier :

- Des essais de **screening*** (recherche des matériaux les plus appropriés et de la meilleure microstructure en situation voisine des conditions d'utilisation nominale) ; il s'agit de tests comparatifs, avec une importante capacité d'emport en échantillons à tester ;
- des essais de caractérisation (domaine d'étude plus étendu, mais sur un nombre réduit d'échantillons). Les conditions d'irradiation couvrent alors un domaine plus vaste que les situations nominales et s'étendent, en général, aux situations incidentelles, voire accidentelles. Des conditions très spécifiques, parfois très différentes de situations de fonctionnement, peuvent être requises pour améliorer les connaissances physiques et pour apporter, par l'expérimentation, des éléments de données de base intervenant en soutien à la modélisation par le calcul ;
- des essais de qualification qui viseront à tester un produit proche du produit industriel (par exemple, un crayon combustible qui associe le (ou les) matériau(x) fissile(s) et la (ou les) différente(s) enveloppe(s) assurant le confinement des produits radioactifs) ;
- des essais de sûreté permettant l'étude du comportement des éléments combustibles, lors d'accidents hypothétiques (par exemple, un **Accident de Perte de Réfrigérant Primaire – APRP***).

Pour ces différents essais, les paramètres expérimentaux sont multiples et seront testés individuellement (essais à caractère analytique) ou de façon simultanée pour étudier les couplages éventuels, en particulier dans les essais de qualification. Par ailleurs, ces domaines d'utilisation sont relativement larges et

supposent des environnements ou des technologies spécifiques, appropriés pour chaque cas. Il est également évident que les besoins évolueront, comme nous l'avons déjà indiqué, et que la description des dispositifs d'accueil qui va suivre ne correspond qu'à une vision actuelle, même si certains aspects sont déjà connus pour être pérennes sur des durées relativement longues.

La conception du RJH, au service des expériences

La conception générale du réacteur Jules Horowitz (RJH) a été optimisée pour conduire le programme expérimental évoqué ci-dessus. Le cœur du RJH, bien que refroidi à l'eau, est conçu pour la production, d'une part, d'un fort flux de neutrons rapides dans le cœur, afin d'étudier le vieillissement des matériaux sous flux ou d'effectuer des essais « combustibles » nécessitant un flux rapide, et, d'autre part, d'un fort flux de neutrons thermiques en réflecteur pour l'étude du comportement des combustibles.

Les cavités permettant d'accueillir les dispositifs d'irradiation dans le cœur ont un diamètre de 35 mm, pour les plus petites, à 80 mm, pour les plus grandes. Dans le réflecteur, les dispositifs peuvent être fixes (la puissance est alors directement liée au réacteur) ou mobiles, sur des emplacements qui permettent l'ajustement de la puissance par simple déplacement du dispositif. Le diamètre est d'environ 100 mm pour les emplacements mobiles, mais peut être adapté (jusqu'à environ 200 mm) pour les emplacements fixes (fig. 97).

Afin de créer des conditions expérimentales représentatives des conditions réelles en réacteur électrogène, les dispositifs d'irradiation implantés dans le cœur ou dans le réflecteur peuvent reconstituer un environnement thermo-hydraulique/thermique particulier, associé à la circulation d'un fluide caloporteur (eau pressurisée, gaz, métal liquide...) à caractéristiques contrôlées (pression, débit, température, impuretés...). Les équipements correspondants (pompes, échangeurs, système de pressurisation, d'épuration...) et les systèmes électriques associés sont implantés en périphérie de piscine dans des locaux dédiés. La conception de l'installation autorise des charges au sol conséquentes et met à disposition une puissance électrique et une capacité de refroidissement significatives, ce qui autorisera l'implantation de matériel lourd, avec un blindage éventuel.

Par ailleurs, il est apparu important de prévoir le suivi en ligne du relâchement de produits radioactifs émis au cours d'une expérience (par prélèvement de gaz à l'intérieur d'un crayon étanche, en cours d'irradiation) ou par prélèvement dans le canal de refroidissement (gaz ou liquide), en situation de rupture de gaine.

Le cœur est dimensionné pour fonctionner en régime stable ou lentement variable. Les expérimentations nécessitant des variations de puissance rapides seront installées sur des systèmes à déplacement implantés dans le réflecteur. Ceux-ci permettent de régler la distance par rapport au cœur, et donc le niveau de puissance dans le dispositif. Ces systèmes peuvent simuler des transitoires de puissance relativement rapides, comme, par exemple, des accidents de remontée intempestive de barre de contrôle. En revanche, les transitoires accidentels de type excursion de puissance (les

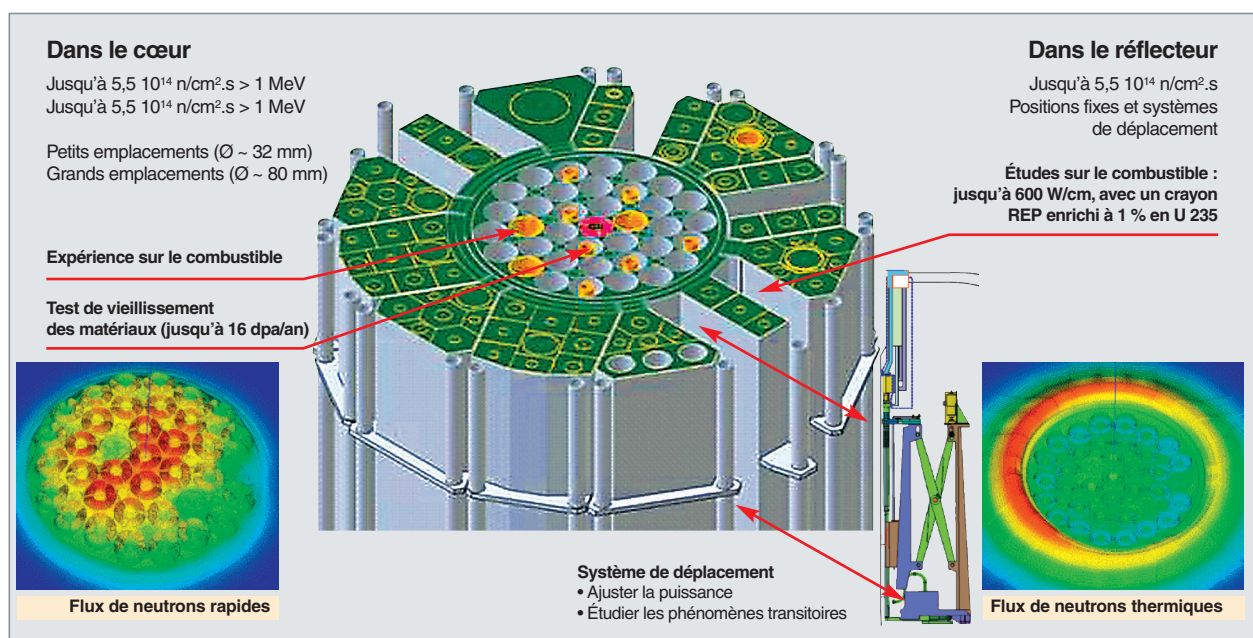


Fig. 97. L'emplacement des dispositifs expérimentaux dans le cœur du réacteur Jules Horowitz.

« **RIA*** ») sont trop rapides pour être simulés au moyen d'un dispositif à déplacement, et n'entrent pas dans le dimensionnement du réacteur.

La capacité d'emport du RJH est typiquement d'une vingtaine d'expériences en simultané. Le déploiement de nombreuses expériences simultanées sur une même installation se traduit par une réduction du coût de chaque expérience. Ce critère est important dans les programmes de développement des matériaux et combustibles.

Les dispositifs d'accueil des expériences dans le RJH

Dans la suite du texte, nous parlerons de dispositifs d'accueil, et de « porte-échantillons ». Les dispositifs d'accueil sont des circuits qui permettent de piloter / contrôler l'environnement de la charge expérimentale ; ils permettent la réalisation de « type » ou « familles d'expériences ». Les « porte-échantillons » sont introduits dans ces dispositifs d'accueil avec une instrumentation adaptée et permettent la réalisation d'une expérience. Cette différenciation est également représentative de durées d'investissement plus ou moins longues : quarante à cinquante ans pour l'installation ; de l'ordre de dix à vingt ans pour les dispositifs d'accueil, et de quelques mois à quelques années pour les porte-échantillons. Les conceptions générales

doivent être aussi accueillantes que possible pour que le réacteur offre un maximum d'intérêts pendant toute sa durée de fonctionnement. Ainsi, les dispositifs d'accueil et les porte-échantillons (PE) auront des technologies plus « ciblées » sur le besoin expérimental associé à l'actualité scientifique ou industrielle et à la technologie disponible.

Parmi les dispositifs d'accueil actuellement en cours de développement pour être opérationnels dès les premières années de fonctionnement du RJH, nous citerons :

MADISON (Multirod Adaptable Device for Irradiations of LWR fuel Samples Operating in Normal Conditions)

Cette boucle d'irradiation a été conçue pour les irradiations de combustible de longue durée en conditions nominales rencontrées dans les réacteurs à eau bouillante ou pressurisée. Ces irradiations seront d'autant plus attractives qu'elles pourront embarquer plusieurs crayons, et l'intérêt d'irradiations comparatives conduit à avoir un niveau de flux neutronique homogène dans le dispositif (fig. 98 et 99).

Cette installation est particulièrement dédiée aux effets à « long terme » ; elle sera donc utilisée pour des études de comportement de combustible sous irradiation (évolution de

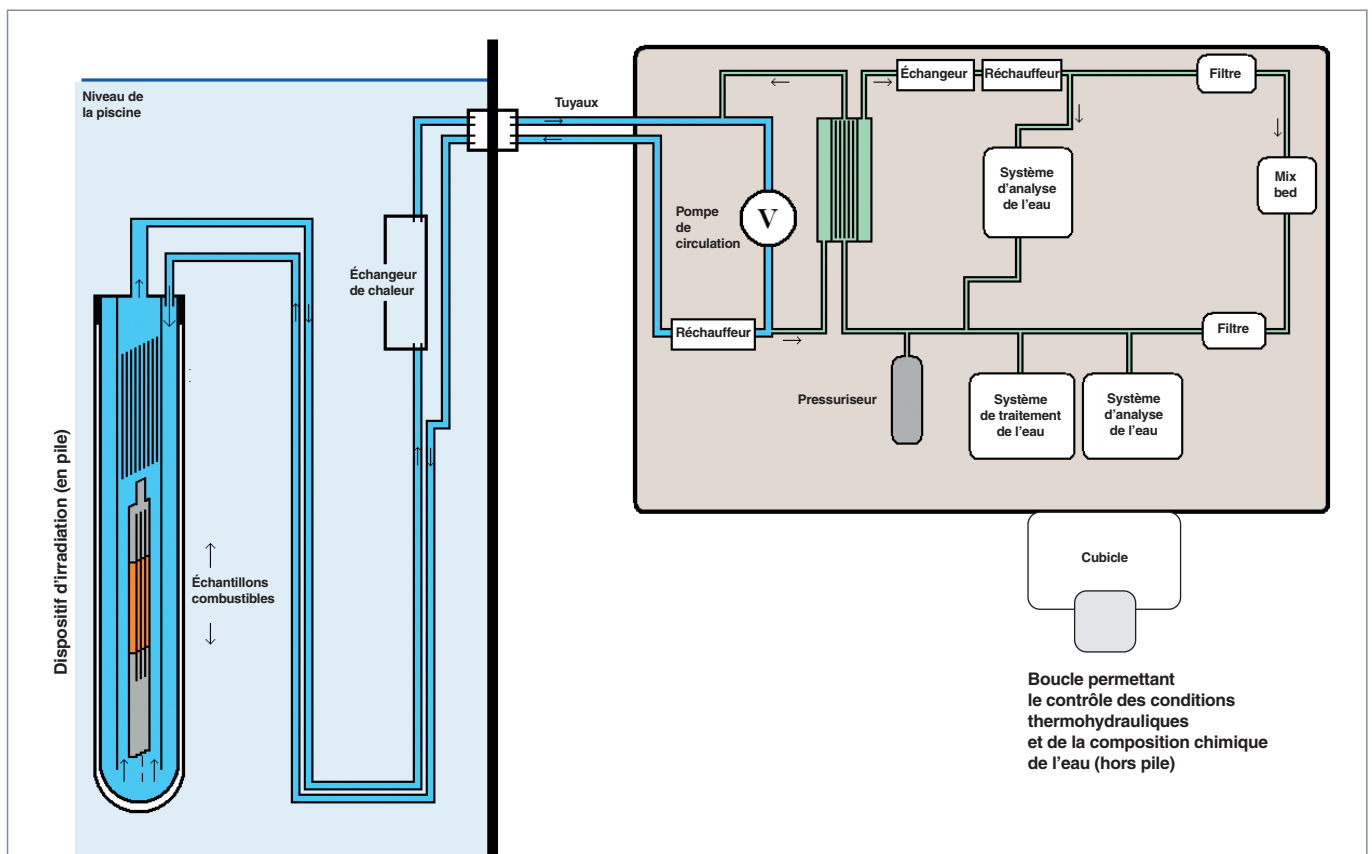


Fig. 98. Le dispositif d'irradiation MADISON, pour l'étude du comportement du combustible en conditions « normales ».

la micro-structure, relâchement de gaz de fission, gonflement...), que ce soit pour des expériences de *screening* ou pour des expériences de qualification de composants. Ces irradiations supposent des conditions représentatives au niveau thermique, thermo-hydraulique, neutronique, mais aussi au niveau de la chimie de l'eau.

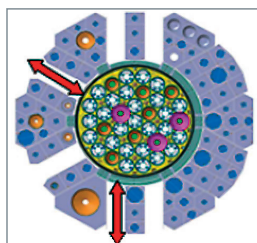


Fig. 99. L'implantation du dispositif MADISON dans le cœur du RJH.

Cette installation d'accueil comporte une partie implantée sur un système à déplacement (pour ajuster le niveau de puissance), afin d'irradier le combustible d'essai, et une partie « à terre » qui assurera les conditions thermohydrauliques du circuit (débit ; pression, température) et chimiques (additifs de type B, Li, H₂...). Cette boucle à eau comporte aussi un système d'épuration pour éliminer les éléments indésirables).

ADELIN (Advanced Device for testing up to Limits Nuclear fuel Elements)

ADELIN est un système d'irradiation conçu pour tester le combustible au-delà des critères de conception, afin d'évaluer les marges par rapport à la rupture, voire pour fonctionner avec une gaine défectueuse (fig. 100 et 101).

Sa finalité est donc d'étudier le combustible dans des conditions très sollicitantes. À titre d'exemples, nous pouvons citer :

- Le comportement en rampe de puissance ;
- les expériences de type « lift-off » (étude du risque de décollement de la gaine, en cas de sur-pressurisation interne d'un crayon) ;
- la détermination des puissances conduisant à la fusion du combustible ;
- l'évaluation des relâchements en PF, et éventuellement en matière fissile, dans le circuit primaire en situation de fonctionnement, avec rupture de gaine.

Les essais sont donc de durée relativement courte, de quelques heures à quelques semaines. Ils entrent dans les catégories des essais de caractérisation / qualification de crayon.

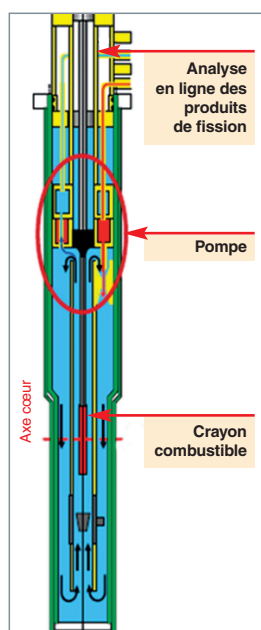


Fig. 100. Le dispositif expérimental ADELIN pour l'étude du combustible en conditions « altérées ».

Ces irradiations supposent des conditions représentatives aux niveaux thermique, thermohydraulique et neutronique.

Cette installation d'accueil comporte une partie implantée sur un système à déplacement (pour faire subir à l'échantillon testé le transitoire de puissance voulu) et une partie « à terre » qui assurera les conditions thermohydrauliques du circuit (débit, pression, température) et chimiques (additifs de type B, Li, H₂...), ainsi qu'un système d'épuration « PF » destiné à éliminer les éléments actifs émis lors de l'expérience.

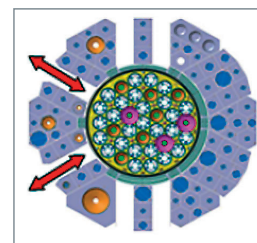


Fig. 101. L'implantation du dispositif ADELIN dans le cœur du RJH.

LORELEI (Light Water One Rod Equipment for LOCA Experimental Investigations)

Ce dispositif expérimental est dédié aux études d'accident de perte de réfrigérant primaire (voir, *infra*, p. 107-118, le chapitre intitulé « Étudier les situations accidentelles »).

CALIPSO-MICA

Ces dispositifs sont dédiés à l'irradiation de matériaux, l'objectif étant d'étudier leur comportement mécanique sous irradiation, dans des conditions thermiques homogènes et précises. Pour remplir cette dernière condition, ces dispositifs fonctionnent « en NaK » (eutectique sodium – potassium qui est liquide à température ambiante). Le pilotage de la température est effectué en mettant à profit l'échauffement gamma comme source de chaleur (avec, en général, un complément d'origine électrique) et en ajustant les fuites thermiques à travers les parois externes du dispositif (l'évacuation d'énergie est assurée par l'eau de refroidissement du cœur).

CALIPSO (*In Core Advanced Loop for Irradiation in Potassium-Sodium*) : ce dispositif est dédié à l'irradiation de matériaux dans la zone centrale du cœur où le flux de neutrons rapides permet d'atteindre des « taux d'endommagement » relativement importants (16 dpa/an) [fig. 102 et 103]. Compte tenu de l'échauffement gamma assez intense dans la zone centrale, et pour respecter une très bonne homogénéité thermique de la charge expérimentale (moins de 6 °C pour une charge type de 60 cm), le NaK est mis en circulation au moyen d'une pompe électromagnétique installée dans le dispositif lui-même (au-dessus de la zone sous flux).

MICA : ce dispositif est dédié à l'irradiation de matériaux dans la zone intermédiaire (demi-rayon) ou en périphérie du cœur. L'échauffement gamma moins intense permet de fonctionner en NaK statique, l'homogénéité thermique axiale étant assurée en compensant le profil d'échauffement gamma par des

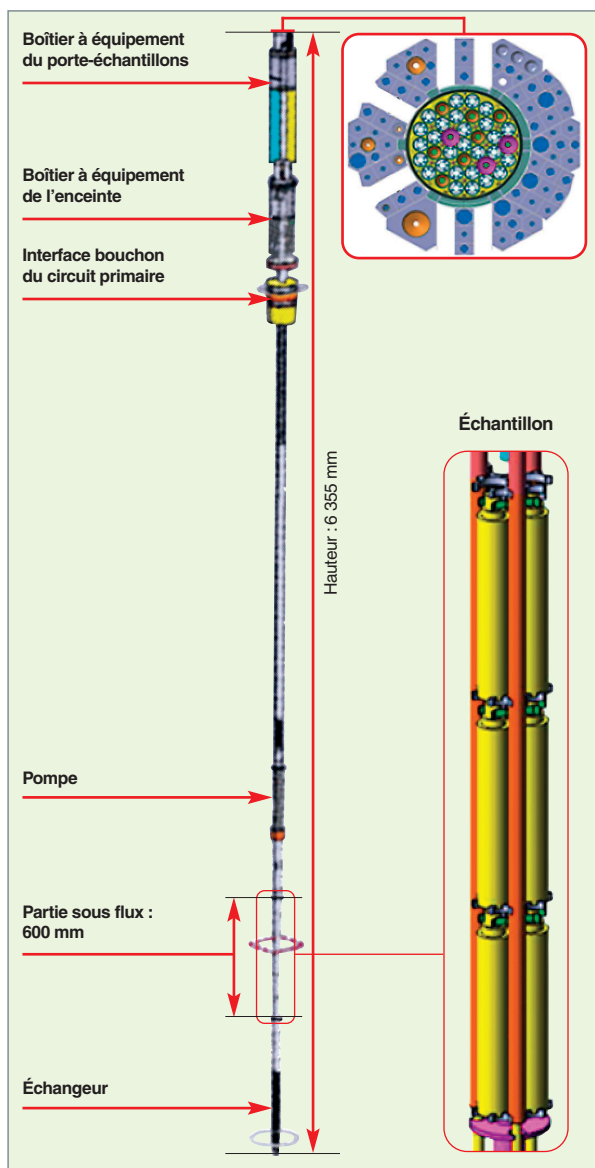


Fig. 102. Le dispositif expérimental CALIPSO, pour l'étude du comportement thermomécanique du combustible sous irradiation.

éléments chauffants répartis axialement (moins puissants dans la zone centrale) et en adaptant également le profil axial de l'épaisseur de calorifuge.

Dans l'état actuel de leur conception, les dispositifs précédents sont dimensionnés pour fonctionner dans la gamme 250/400 °C qui correspond à la filière des réacteurs à eau légère ; leur dimensionnement sera, ensuite, adapté à la gamme 450/600 °C pour répondre au besoin de la filière des réacteurs à neutrons rapides. Pour ce qui est des gammes à haute température (1 000/1 200 °C), une technologie dérivée de MICA, et déjà mise en œuvre sur OSIRIS, sera employée. Le principe consiste à fonctionner « en gaz », au lieu d'utiliser le NaK pour l'environnement de la charge.

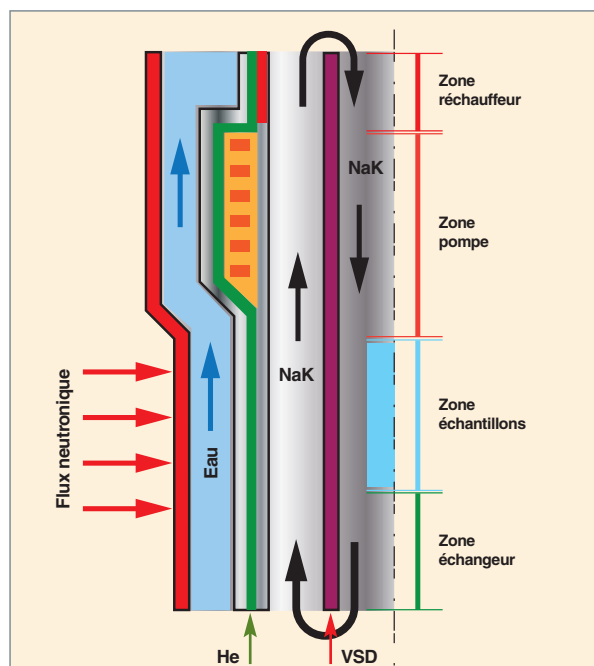


Fig. 103. Le dispositif expérimental CALIPSO.

Les descriptions précédentes correspondent à des dispositifs qui s'inscrivent dans la continuité des demandes actuelles et sont principalement orientées « réacteurs à eau légère ». La conception de dispositifs dédiés à la filière à neutrons rapides, sodium et éventuellement gaz, se fera en fonction des besoins exprimés. Les premières analyses ont, cependant, montré que le développement des technologies mises en œuvre pour les dispositifs actuels pourra être, au moins partiellement, déployée sur les dispositifs dédiés aux autres filières, en particulier les principaux composants de CALIPSO (échangeur, pompe électro-magnétique).

Un projet européen pour l'étude des matériaux sous irradiation

Le projet européen « MTR+I3 » (*Integrated Infrastructure Initiative for Material Testing Reactor*), lancé dans le cadre du 6^e PCRD, avait pour objectif d'établir une coopération durable entre les exploitants européens de réacteurs d'irradiation et les laboratoires associés, afin de maintenir le *leadership* européen dans le domaine des irradiations de matériaux et combustibles, et de préparer l'implantation de nouvelles installations, dont le RJH. Ce projet regroupait la quasi-totalité des instituts de recherche européens travaillant dans le domaine du développement de l'énergie nucléaire (18 instituts représentant 14 pays).

Les développements technologiques réalisés dans le cadre de ce projet européen ont couvert des domaines aussi variés que celui des études sur les performances d'écrans neutroniques, la conception de dispositifs, comme les boucles à caloporteur gaz (et, en particulier, la conception des compresseurs, composants clés de ce type d'installation), les boucles à métaux

liquides (en particulier, Pb-Bi) et des dispositifs de simulation de transitoires de puissance dans les réacteurs de recherche. Le projet européen a aussi permis la conception (et, pour certains d'entre eux, la réalisation) de systèmes de mesure « fins », dans le domaine de la mise sous contrainte de matériaux et des mesures en ligne du fluage, des détections de relâchement de gaz de fission hors du combustible, et des techniques de contrôles chimiques de l'eau en réacteur.

Enfin, la tenue d'équipements électroniques sous irradiation a pu être testée.

Un exemple de développement innovant d'un dispositif d'étude du fluage sous contrainte biaxiale et sous irradiation

Pendant le fonctionnement normal d'un réacteur à eau légère, les gaines du combustible subissent des contraintes thermo-mécaniques variables et multiaxiales dues à l'environnement du crayon combustible et aux interactions entre les pastilles et la gaine. La modélisation des performances du combustible et les évaluations de sûreté exigent des données mécaniques fiables sur le comportement des gaines, comme, par exemple, le fluage en température et sous irradiation de gaines soumises à des contraintes multiaxiales. Cette modélisation est d'autant plus complexe que le matériau de gainage (alliage de zirconium) est fortement anisotrope, compte tenu de sa structure cristalline hexagonale et de la texture induite par le processus de fabrication.

Deux dispositifs innovants de système de mise sous contrainte d'un échantillon de gaine, avec mesure des déformations, ont été, pour cela, développés par les participants au réseau.

Ces dispositifs permettent la mise sous contrainte contrôlée de l'échantillon selon des états de contrainte uni-axiale ou bi-axiale (éventuellement variable) à l'aide de soufflets pneumatiques. Les mesures de déformations progressives de l'échantillon sont réalisées à l'aide de sondes différentielles linéaires (*Linear Variable Differential Transformer*, LVDT) à capteur inductif.

- Le dispositif uni-axial teste un tronçon de gaine : un système de soufflets placé à l'intérieur de l'échantillon permet de soumettre ce dernier à une charge axiale de 300 N, grâce à une pressurisation de 12 MPa.
- Le dispositif bi-axial met en œuvre un tronçon de gaine fermé et pressurisé, ce qui permet de solliciter ce tronçon en contraintes axiale et radiale; Il est équipé, en outre, d'un soufflet externe pressurisé (permettant d'atteindre des charges axiales de l'ordre de 2500 N). Le contrôle des deux pressions est indépendant et permet de piloter le rapport σ_{ax}/σ_{rad} de bi-axialité. Les déformations axiales sont mesurées par une sonde « LVDT ». Une mesure de déformation diamétrale par trois points de contact a également été étudiée. La conception schématique de ce dispositif est montrée ci-après (fig. 104).

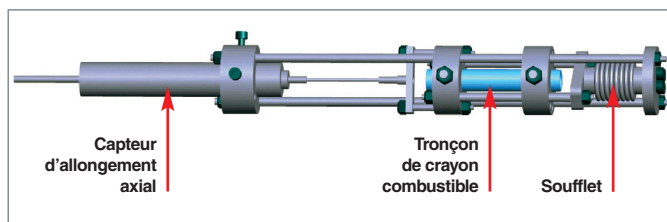


Fig. 104. Dispositif pour l'étude de tronçons combustibles sous irradiation et sous contrainte.

Une autre application de ce type de dispositif a été développée pour l'étude de la corrosion sous contrainte et sous irradiation des aciers inoxydables composant les structures internes du cœur d'un réacteur à eau légère (*irradiation assisted stress corrosion cracking – IASCC*). Le phénomène comporte une étape d'initiation et une étape de propagation de la fissuration. Cette dernière étape a un comportement déterministe qui a été largement étudié. C'est l'étape d'initiation, moins connue, qui fait surtout l'objet de l'étude. Pour cela, l'essai de corrosion sous contrainte correspondant doit permettre le chargement mécanique de l'échantillon et disposer d'une instrumentation permettant des mesures en ligne des déformations et du processus de fissuration, sans oublier un contrôle précis de la composition chimique de l'eau.

Outre le système de chargement à soufflet pneumatique et les mesures de déplacement de type LVDT, le dispositif comporte des mesures électrochimiques de bruit pour détecter l'initiation des fissures, et des mesures électriques spécifiques (« *potential drop method* ») pour la mesure de propagation des fissures (systèmes développés par PSI et le CEA). La figure 105 montre les systèmes de chargement et de mesure développés. Des méthodes électrochimiques supplémentaires, pour le contrôle des conditions environnementales (chimiques), ont été développées par STUDSVIK, AEKI et UJV.

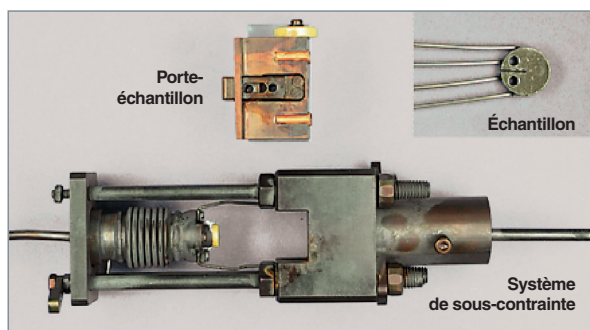


Fig. 105. Détail de l'appareillage pour l'étude de la corrosion sous irradiation et sous contrainte.

Christian GONNIER
Département d'étude des réacteurs
et Daniel IRACANE
Directeur du programme RJH

Irradiation des matériaux, au moyen de faisceaux d'ions

Lorsqu'un faisceau de neutrons bombarde un matériau, les neutrons cèdent une partie de leur énergie cinétique aux noyaux de la cible, à la suite de collisions presque purement élastiques. L'endommagement du matériau résulte alors des déplacements d'atomes. Les ions primaires ainsi produits causeront, à leur tour, de nouveaux déplacements d'atomes à l'origine de l'apparition de cascades et de sous-cascades de collisions. Ces effets balistiques vont induire une modification de la microstructure du matériau irradié. Par ailleurs, les neutrons provoquent également des réactions nucléaires et des réactions de transmutation qui vont produire de nouveaux atomes : de l'hélium, de l'hydrogène et des produits de transmutation, à l'origine de modifications de la composition chimique du matériau irradié. Ces modifications sont susceptibles d'induire des changements dimensionnels au sein du matériau et peuvent avoir des répercussions sur ses propriétés thermomécaniques.

Simulation de l'irradiation neutronique par une irradiation aux ions

L'ensemble de ces processus physiques, déplacements d'atomes – production de gaz et de produits secondaires / modifications dimensionnelles –, évolution des propriétés thermomécaniques, peuvent être simulés expérimentalement en s'appuyant sur des irradiations, au moyen de faisceaux d'ions en mode mono – ou multi-faisceaux. En effet, lorsqu'un faisceau d'ions bombarde un matériau, les ions incidents vont produire, par des chocs nucléaires élastiques, des ions de recul primaires (ou « PKA » : *Primary Knocked-on Atom*) qui vont, à leur tour, alimenter la chaîne des collisions. La figure 106 montre les résultats en endommagement produit sur du fer, respectivement par des faisceaux de neutrons et des faisceaux d'ions.

Ces effets balistiques sur les noyaux des atomes s'accompagnent d'effets purement électroniques du type excitations et ionisations. Les contributions respectives des interactions nucléaires et des interactions électroniques dépendent du rapport énergie/masse des ions. Pour simplifier, le ralentissement nucléaire prédomine pour les ions dont l'énergie rapportée à la masse se situe entre quelques eV/nucléon, jusqu'à 50 keV/nucléon, avec un maximum autour du keV/nucléon. Le ralentissement électronique, quant à lui, prédomine à partir de 1 MeV/nucléon. Dans le domaine énergétique s'étendant de

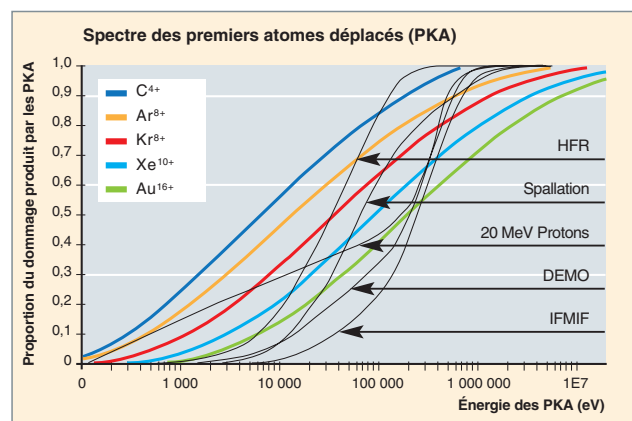


Fig. 106. Spectres comparés d'endommagement du fer par des ions (courbes en couleurs) et des neutrons issus de différentes sources (courbes en noir).

quelques dizaines de keV/nucléon à quelques centaines de keV/nucléon, les deux processus interviennent de manière concomitante et contrôlent les transferts d'énergie.

La simulation de l'endommagement neutronique d'un matériau quelconque, ainsi que la production de nouveaux atomes, peuvent donc être réalisées au moyen d'un ou plusieurs faisceaux d'ions bombardant simultanément la cible [1, 2]. Contrairement aux irradiations neutroniques, l'irradiation aux ions offre une souplesse incontestable dans le choix des paramètres de la configuration d'irradiation, depuis la quantité totale de dommages visée, jusqu'à la température d'irradiation imposée au matériau, en passant par le contrôle de la proportion d'énergie déposée par effet électronique et par effet nucléaire. Cette souplesse autorise donc des études paramétriques exhaustives impossibles à mener en réacteur. Un certain nombre de diagnostics analytiques *in situ* peuvent être couplés à l'enceinte d'irradiation. Par ailleurs, compte tenu de l'absence d'activation des échantillons irradiés par des ions, la caractérisation *ex situ* peut être programmée sans aucun délai. En revanche, quelques limitations existent sur la représentativité des irradiations aux ions pour simuler des irradiations aux neutrons. Elles découlent, principalement, de la plus faible pénétration des ions dans la matière et des plus fortes valeurs de flux (nombre d'ions.cm⁻².s⁻¹) que l'on peut atteindre. Dans le cas d'une irradiation aux ions, la densité de dépôt d'énergie va être beaucoup plus grande, puisque le volume de matière endommagée sera nettement plus faible. Cette différence va limiter les possibilités de mesures post-irradiation

ultérieures de grandeurs physiques et thermomécaniques, à l'échelle macroscopique. Les flux d'ions largement supérieurs aux flux de neutrons vont induire des effets secondaires, comme des gradients locaux de température eux-mêmes susceptibles d'influencer l'évolution de la microstructure (changement de phase éventuel), ou bien la mobilité des défauts (mécanismes de recombinaison).

Malgré ces réserves, les expériences d'irradiation aux ions représentent un puissant moyen d'étude des effets d'irradiation dans les solides, qui vient en complément des expériences d'irradiation aux neutrons, en général beaucoup plus lourdes, longues et chères. Certes, les mécanismes d'endommagement ne sont pas exactement identiques pour les deux types de projectiles, ce qui interdit toute transposition directe des résultats. Cependant, ils sont suffisamment proches pour être justiciables d'une même description théorique.

Pour toutes ces raisons, les expériences d'irradiation aux ions prennent une place croissante dans l'étude des matériaux sous irradiation.

La plateforme de multi-irradiation aux ions JANNUS

La conception, l'installation et l'exploitation de la plateforme de multi-irradiation JANNUS répondent à un triple objectif :

- Disposer d'un outil pour valider expérimentalement la simulation à l'échelle atomique du comportement des matériaux nucléaires sous irradiation ;
- avoir la possibilité de contrôler les propriétés physiques et mécaniques des solides par implantation/irradiation ;
- promouvoir l'enseignement des interactions ions/matière et des sciences et techniques nucléaires.

La plateforme JANNUS (Jumelage d'Accélérateurs pour les Nanosciences, le Nucléaire et la Simulation) dispose de deux sites expérimentaux. Le premier est situé sur le campus de l'université d'Orsay, où il se compose d'un accélérateur Van de Graaff/Tandem de 2 MV ARAMIS et d'un implanteur ionique de 190 kV IRMA, couplés à un microscope électronique en transmission (MET) de 200 kV. Cette installation est gérée par le CNRS. Le second site se trouve sur le Centre d'études nucléaires de Saclay (CEA) ; il regroupe trois accélérateurs électrostatiques d'ions : un Pelletron™ de 3 MV, ÉPIMÉTHÉE, un Van de Graaff simple étage de 2,5 MV, YVETTE, et un tandem 2 MV, JAPET. Le Pelletron™ est équipé d'une source d'ions multi-chargés à résonance cyclotronique électronique (ECR) [3]. La figure 107, ci-après, donne une idée des performances de la source ECR en termes de production d'ions multi-chargés.

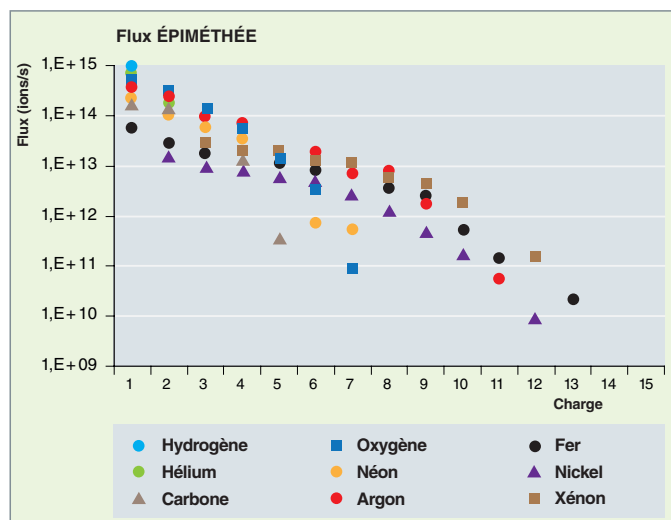


Fig. 107. Flux d'ions produit par la source ECR du Pelletron™ 3 MV, en fonction de l'état de charge de l'ion considéré.

Le tandem est, quant à lui, équipé d'une source d'ions à échange de charges par pulvérisation au césium SNICS II (*Source of Negative Ions by Caesium Sputtering*).

La figure 108, ci-dessous, décrit schématiquement l'installation double faisceau + MET du site d'Orsay et la figure 109 (page suivante) représente la disposition spatiale des trois accélérateurs de l'installation JANNUS Saclay. Sur cette dernière figure, nous distinguons, d'une part, la chambre d'expériences triple faisceau dans laquelle convergent les trois lignes de faisceau issues respectivement des trois accélérateurs et, d'autre part, sur la gauche du schéma, la ligne d'analyse par faisceau d'ions issue du Van de Graaff YVETTE, avec, au centre, la ligne d'irradiation mono-faisceau issue d'ÉPIMÉTHÉE.

La figure 110 (page suivante) regroupe quatre photographies représentant respectivement : a) l'accélérateur ÉPIMÉTHÉE, b) l'amorçage de l'ampoule de la source d'ions d'YVETTE, c) la chambre triple faisceau et d) le tandem JAPET.

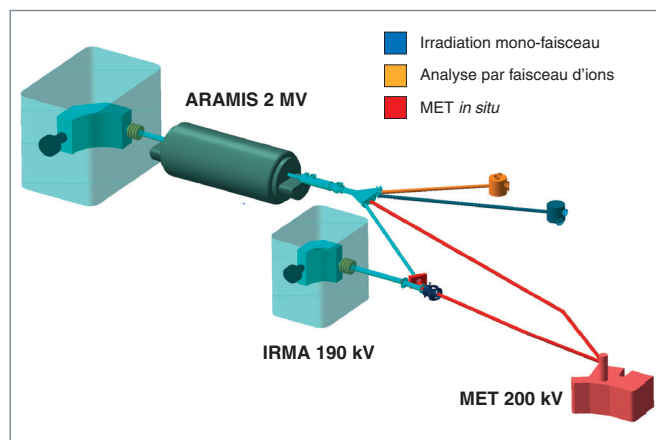


Fig. 108. Description schématique de l'installation double faisceau + microscope électronique à transmission du site JANNUS Orsay.

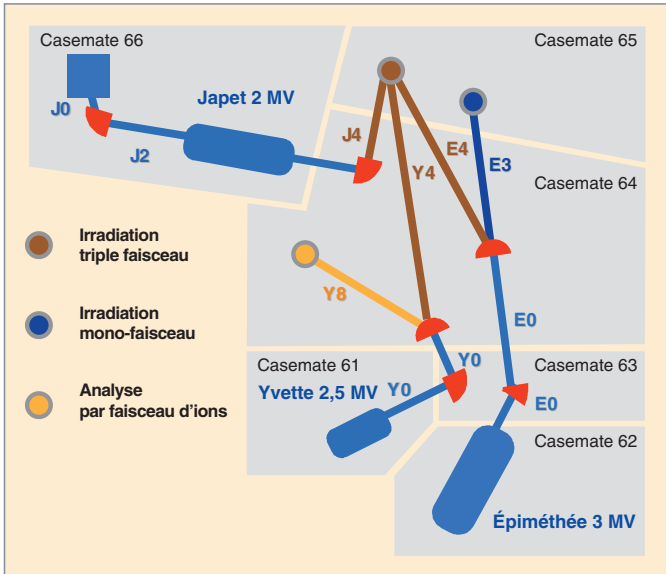


Fig. 109. Schéma de l'ensemble de l'installation triple faisceau du site JANNUS Saclay.

Thèmes de recherche abordés au moyen de la plateforme JANNUS

Parmi les grands thèmes de recherche qui font appel à la plateforme JANNUS, nous pouvons citer la physique fondamentale des interactions ions/matière, les matériaux de structure des réacteurs à eau pressurisée (REP), les combustibles actuels et avancés, les matériaux de structure des réacteurs de la Génération IV à neutrons rapides (RNR) ou à caloporteur gaz (RCG), les matériaux pour la fusion, les matrices de confinement des déchets nucléaires de haute activité et les matrices inertes pour la transmutation des radioéléments à vie longue. De façon plus précise, les problèmes scientifiques posés dans ces différents domaines auxquels les expériences d'irradiation aux ions tentent d'apporter des éléments de réponse, concernent :

- Le gonflement des aciers de structure des réacteurs à eau pressurisée ;
- les mécanismes de formation et de croissance des bulles d'hélium dans les aciers ferritiques ;
- l'influence de l'endommagement sur la vitesse d'oxydation ou la cinétique de corrosion sous contrainte des gaines d'alliages de zirconium ;

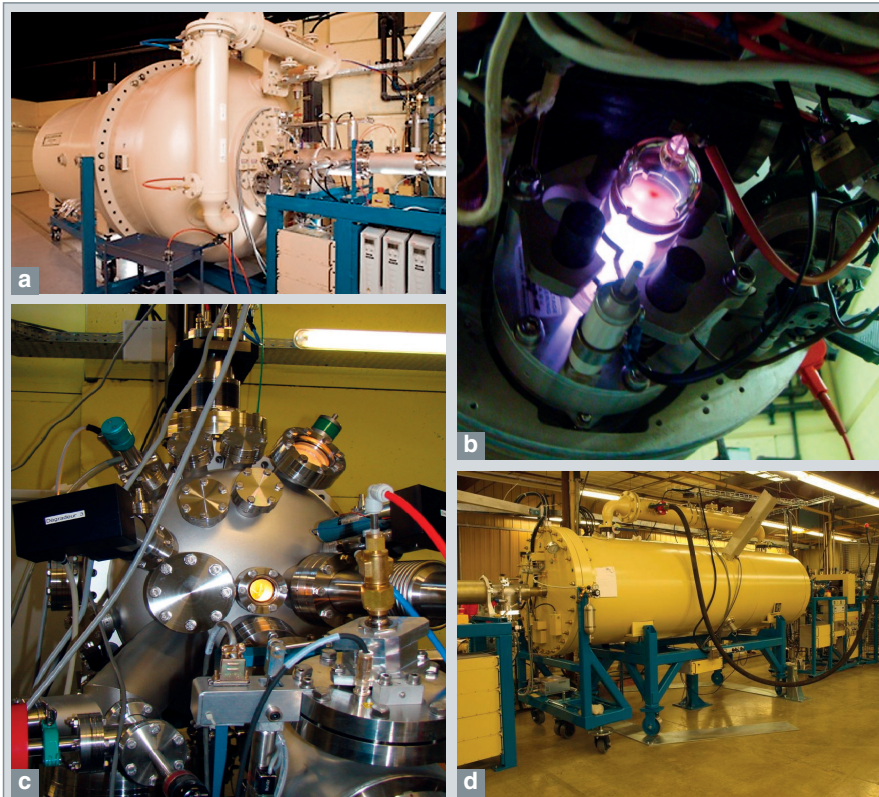


Fig. 110. Photographies représentant respectivement :
a) l'accélérateur ÉPIIMÉTHÉE,
b) l'ampoule de la source d'ions d'YVETTE,
c) la chambre triple faisceau,
d) le tandem JAPET.

- les mécanismes de transport atomique comme, par exemple, la diffusion de l'oxygène dans le dioxyde d'uranium, la migration du xénon dans les carbures de métaux de transition, ou celle de l'hélium dans les alliages et les composites ;
- les processus de ségrégation et de précipitation induits par l'irradiation ;
- les transitions de phase dans les céramiques comme, par exemple, les transitions ordre-désordre, l'**amorphisation*** partielle des monazites ou des pyrochlores, ou bien la polygonisation des composés à structure fluorite à haute température ;
- la stabilité microstructurale à forte fluence et à haute température des matériaux avancés pour les réacteurs du futur, comme les alliages à dispersion d'oxydes (ODS), de carbures (CDS) ou de nitrures (NDS), le carbure de silicium SiC ou encore les composites carbure de silicium matrice et fibres ;

- l'étude des effets de synergie entre l'accumulation des dommages et la production des gaz (He et H) sur l'évolution microstructurale des céramiques avancées et des alliages métalliques (Fe ou W) de structure pour la fusion ;
- les mécanismes de croissance des défauts de surface produits dans les aciers à base nickel des tubes des générateurs de vapeur des réacteurs REP et leur influence sur la vitesse de corrosion ;
- les mécanismes de mélange ionique, au voisinage d'interfaces comme les couches de revêtement pour les combustibles avancés ou les matériaux de la fusion destinés à faire face au plasma ;
- la modification contrôlée des propriétés mécanique, physique ou chimique de composants pour des applications optique, magnétique ou micro-électronique ;
- la synthèse assistée par faisceaux d'ions de nouvelles phases de type céramique.

Parallèlement à ces travaux, des développements instrumentaux sont destinés à concevoir, autour de l'installation d'irradiation, une sorte de boîte à outils qui regroupe des techniques de caractérisation *in situ* ou *ex situ* permettant aux expérimentateurs d'évaluer en temps réel les conséquences de l'endommagement de leurs échantillons. En plus de la microscopie en transmission *in situ* à Orsay ou des techniques d'analyse par faisceaux d'ions accessibles sur les deux sites – comme la rétrodiffusion élastique Rutherford (RBS*), la canalisation d'ions (RBS-c), la spectrométrie de recul élastique (ERDA), l'analyse par réactions nucléaires (NRA) et l'émission X induite par particules chargées (PIXE*) –, la spectrométrie d'émission UV-visible, la spectrométrie **Raman***, la diffraction X, la thermodésorption et le **recuit de résistivité*** offrent les possibilités les plus prometteuses.

Positionnement international

Il existe très peu d'installations expérimentales de multi-irradiation analogues à JANNUS, dans le monde. On en dénombre trois, au Japon : « Institute for Advanced Energy of Kyoto », « Research Center for Nuclear Science of Tokyo » et « Japan Atomic Energy Agency at Ibaraki » et deux, en Allemagne (FZ Rossendorf et Université d'Iéna). Plusieurs projets ont vu récemment le jour, notamment, « Indira Gandhi Centre for Atomic Research of Kalpakkam » (Inde), « Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas de Madrid » (Espagne) et « Lawrence Livermore National Laboratory (USA) ».

L'irradiation du carbure de silicium aux ions lourds

Le carbure de silicium est un matériau potentiellement intéressant comme matériau de gainage ou de structure pour les réacteurs nucléaires du futur, du fait de son caractère réfractaire, de sa bonne résistance mécanique et de son bon comportement sous irradiation. Deux expériences d'irradiation ont été réalisées sur le carbure de silicium monocristallin hexagonal 6H-SiC provenant de deux sources d'approvisionnement distinctes. La première expérience a consisté à irradier des échantillons provenant du LETI sur JANNUS Orsay avec des ions Au²⁺ de 4 MeV ; la seconde, des échantillons provenant de la société CREE sur JANNUS Saclay avec des ions Ni⁺ de 0,92 MeV. Dans les deux cas, la dose atteinte est largement supérieure au seuil d'amorphisation (de l'ordre de 0,5 dpa, à température ambiante [4]). L'ensemble des données relatives à ces deux irradiations est résumé dans le tableau 12. Après ces deux irradiations, la microspectrométrie Raman a mis en évidence la disparition complète des pics Raman relatifs au SiC cristallin due aux brisures des liaisons Si-C (fig. 111). En revanche, de nouvelles bandes sont apparues correspon-

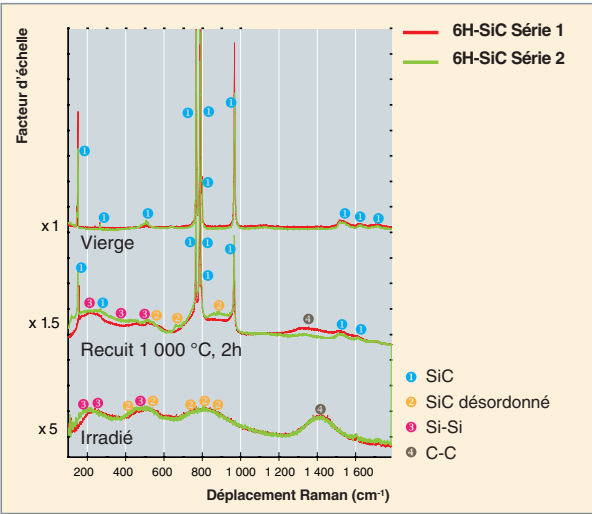


Fig. 111. Évolution sous irradiation et sous recuit des spectres Raman obtenus sur les monocristaux de 6H-SiC provenant du LETI (série 1) et de CREE (série 2).

Tableau 12

Ensemble des données relatives aux deux irradiations.		
Échantillon	6H-SiC provenant du LETI	6H-SiC provenant de CREE
Ion	Au ²⁺	Ni ⁺
Énergie	4 MeV	0,92 MeV
Fluence	10 ¹⁵ ions.cm ⁻²	1,54 x 10 ¹⁶ ions.cm ⁻²
R _p *(nm)	608	505
ΔRp*(nm)	92	120
(dE/dx) _e * (keV/μm)	3 691	1 029
(dE/dx) _n * (keV/μm)	2 726	624
dpa*	2,64	13,5

* Paramètres calculés avec le programme de simulation SRIM2008 [6].

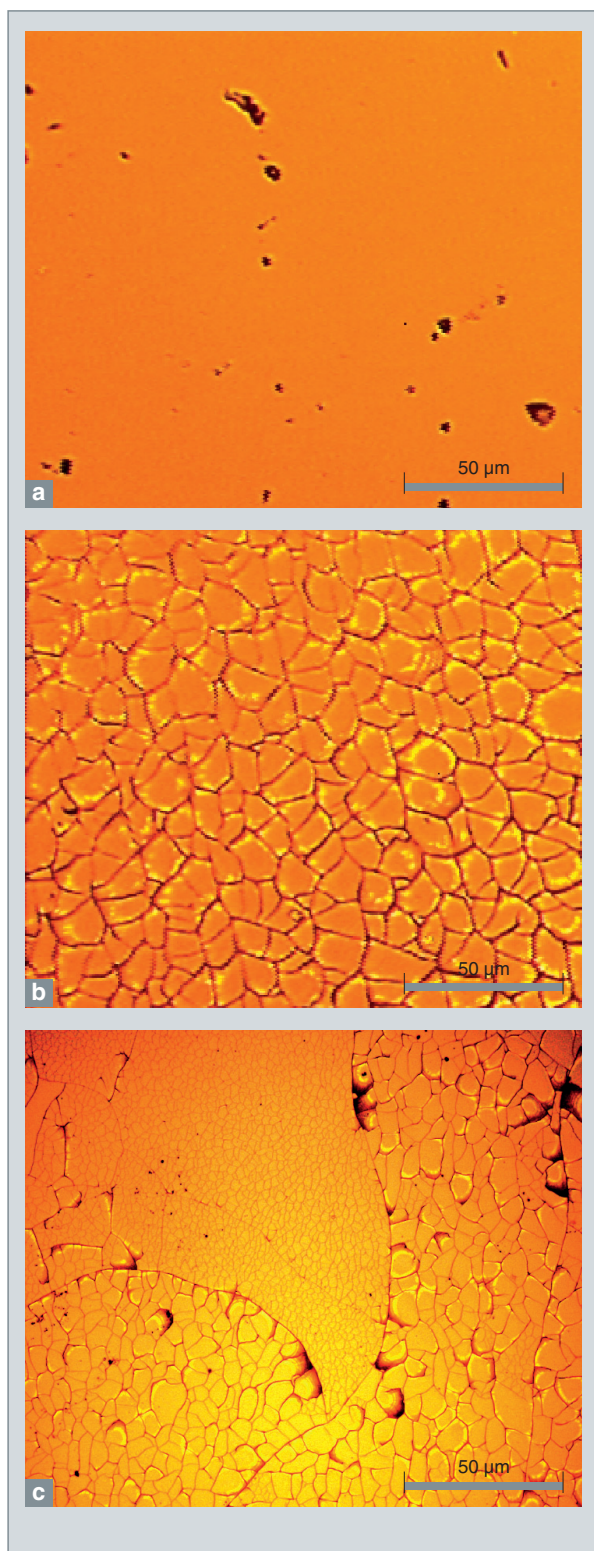


Fig. 112. Photos prises par un microscope optique à lumière polarisée
a) d'un échantillon de 6H-SiC, avant recuit (les faciès de deux échantillons vierges et des deux échantillons irradiés et non recuits sont identiques) ;
b) d'un échantillon de 6H-SiC initialement monocristallin, irradié par des ions Au, après recuit ;
c) d'un échantillon de 6H-SiC initialement monocristallin, irradié par des ions Ni, après recuit.

dant à du SiC désordonné et aux liaisons homonucléaires Si-Si, et C-C au niveau des pics secondaires [5]. Après un recuit à 1 000 °C pendant deux heures (fig. 111), les bandes relatives au 6H-SiC cristallin sont réapparues, du fait de la disparition d'interactions entre les phonons et les défauts d'irradiation, et à cause de la restauration des liaisons Si-C. Néanmoins, les bandes correspondant aux liaisons homonucléaires Si-Si et C-C sont toujours présentes ; la restauration du 6H-SiC monocristallin reste donc encore incomplète. Notons que les spectres relatifs aux deux échantillons sont quasiment identiques, avant irradiation ; ils le sont totalement, après irradiation, et ne présentent que de légères différences, après recuit. De surcroît, après recuit, nous avons pu observer, avec un microscope optique à lumière polarisée (fig. 112), l'apparition de nombreux cristaux à la surface des deux échantillons initialement monocristallins et ayant subi deux irradiations très différentes (tableau 12). La recristallisation de la zone amorphe s'est donc faite, dans les deux cas, sous forme polycristalline. Ces deux expériences sont un parfait exemple d'irradiation réalisées sur les deux sites de JANNUS et conduisant à des résultats très semblables, à savoir **une transition de phase monocristal → amorphe après irradiation de monocristaux 6H-SiC et une transition de phase amorphe → polycristal après recuit**, dans le même système cristallin.

Patrick TROCELLIER, Sandrine MIRO, Jean-Marc COSTANTINI, Stéphanie SORIEUL, Lionel GOSMAIN
Département des matériaux pour le nucléaire
et Pascal CHAIX
Direction de l'innovation et du soutien nucléaire

► Références

- [1] G.S. WAS *et al.*, « *Emulation of neutron irradiation effects with protons: Validation of principle* », *Journal of Nuclear Materials* **300**, p. 198–216, 2002.
- [2] R.C. BIRTCHER, P. BALDO, « *Use of ion beams to simulate reactions of reactor fuels with their cladding* », *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B242*, p. 487-489, 2006.
- [3] Y. SERRUYS *et al.*, « JANNUS : A multi-irradiation platform for experimental validation at the scale of atomistic modelling », *Journal of Nuclear Materials*, p. 386-388 and 967-970, 2009.
- [4] S. SORIEUL, J.-M. COSTANTINI, L. GOSMAIN, L. THOMÉ and J.-J. GROB, *J. Phys.: Condens. Matter* **18** (2006), p. 1-17.
- [5] W. J. WEBER, N. YU, L.M. WANG, N.J. HESS, *J. Nucl. Mater.* **244** (1997) p. 258-265.
- [6] J.F. ZIEGLER, J.P. BIRSACK, et U. LITTMARK, « *The Stopping and Ranges of Ions in Solids* », vol. 1, Pergamon, New York, 1985 ; <http://www.srim.org/>.

► Bibliographie

Comptes Rendus Physique **9**, 2008, Numéro spécial consacré aux recherches sur le comportement des matériaux soumis à l'irradiation par des neutrons rapides.

Étudier les situations accidentelles

Les réacteurs expérimentaux constituent des équipements privilégiés pour étudier le comportement des combustibles nucléaires en régime accidentel. De façon générique, ces régimes accidentels sont la conséquence d'un déséquilibre entre la puissance produite par le combustible et la puissance évacuée par le fluide **caloporteur***.

L'ensemble de ces situations peuvent être regroupées en deux catégories d'accidents, dont le déroulement et l'impact sur le comportement du combustible sont différents : l'**accident de refroidissement** ou de perte du réfrigérant et l'**accident de réactivité**. Ces accidents sont des accidents de fonctionnement, dits de « classe 4 », dont la probabilité d'occurrence est comprise entre 10^{-4} et 10^{-6} par réacteur et par an. En cas de défaillance des systèmes de protection et de sauvegarde, on entre alors dans une autre catégorie d'accident, dénommée « accident grave », caractérisée par une destruction et une fusion étendue du cœur et accompagnée d'une importante émission de radioactivité, qu'il conviendra de maintenir dans l'enceinte du réacteur.

Pour les deux premières catégories (accidents de refroidissement et accidents de réactivité), la démarche de sûreté a conduit à établir des critères d'état physique et de comportement du combustible à respecter en toute situation pour garantir le maintien du cœur du réacteur dans un état sûr et, en particulier, pouvoir en assurer son refroidissement. L'objectif des expériences conduites en réacteur expérimental consiste ainsi à simuler de tels accidents, de façon à valider la cohérence

de ces critères pour l'ensemble des situations possibles et leur applicabilité aux évolutions des combustibles, telles que l'accroissement des taux de combustion ou l'introduction de nouveaux matériaux fissiles (MOX, combustibles dopés...) et de gainage (nouveaux alliages de zirconium). Cette simulation peut se faire à échelle réduite, sur un crayon ou une grappe de crayons, ou bien explorer l'influence de certains paramètres, dans un objectif de compréhension des phénomènes physiques mis en jeu.

Pour les accidents graves, les études en réacteur expérimental ou en laboratoire de haute activité visent à mieux comprendre les phénomènes physiques complexes de dégradation du combustible et le relâchement associé des produits de fission, afin de mettre en œuvre des moyens efficaces de mitigation de tels accidents.

L'accident de refroidissement

Ce type d'accident résulte d'un défaut de refroidissement du cœur. Il s'agit d'accidents à cinétique relativement lente pouvant durer entre une dizaine de minutes et plusieurs heures.

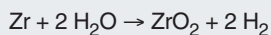
Pour les réacteurs à eau sous pression, par exemple, on considère comme accident enveloppe de cette catégorie l'Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP, ou LOCA, en anglais : « *Loss of Coolant Accident* »), résultant de la rupture avec débatement d'une canalisation principale du circuit primaire. Cette rupture entraîne la dépressurisation de ce cir-

cuit, conduisant à une vaporisation de l'eau. Malgré l'arrêt des réactions de fission induit par l'**effet de vide*** sur le **modérateur*** et la chute des **barres de commande***, le combustible du cœur continue de chauffer sous l'action de la **puissance résiduelle***, due à l'accumulation des produits de fission. Il est alors impératif d'évacuer cette énergie par la mise en œuvre immédiate du système d'injection d'eau de secours.

Depuis la perte du réfrigérant, jusqu'au renoyage et au refroidissement du cœur, les conditions thermohydrauliques du combustible vont évoluer selon les phases suivantes, schématisées sur la figure 113, ci-après :

- **Phase de décompression et de montée rapide en température.** La température des gaines croît rapidement pendant quelques dizaines de secondes, avec une cinétique de plusieurs dizaines de °C/s. Dans le même temps, la dépressurisation du circuit primaire soumet la gaine à une pression interne due à l'hélium de remplissage du crayon combustible et au relâchement complémentaire des gaz de fission, pouvant engendrer des ballonnements locaux limitant la section de passage de l'eau à travers l'assemblage. Pour de forts ballonnements, un tassement de la colonne fissile, accompagné d'une re-localisation de fragments de combustibles peut se produire, modifiant alors le gradient axial de puissance dans le crayon et pouvant conduire localement à un point chaud, voire à un risque de re-criticité. Par ailleurs, la gaine peut rompre pendant cette phase initiale ; dans ce cas, une partie de l'inventaire des produits radioactifs disponibles dans le crayon est relâchée dans le circuit primaire. Il s'agit essentiellement des gaz rares xénon et krypton ;

- **palier de température sous vapeur d'eau.** Un palier de température s'établit ensuite, entre 900 et 1200 °C, selon les crayons, et dure plusieurs dizaines de secondes. Ces conditions accélèrent l'oxydation externe de la gaine par la vapeur d'eau, réaction exothermique entraînant la formation de zircon et la production d'hydrogène :



- **renoyage sous eau et refroidissement final du cœur.** Le refroidissement brusque des crayons intervient lors du renoyage du cœur par les systèmes de refroidissement de secours. Pendant cette phase finale, la gaine, fragilisée par l'oxydation, peut se rompre sous l'effet du choc thermique de la trempe, provoquant un relâchement additionnel de produits de fission radioactifs par « lessivage » : gaz rares, mais aussi produits de fission volatils, tels que l'iode, le césium et le tellure. De fins débris de combustible peuvent également être transportés dans le circuit primaire ;

- **gestion post-accidentelle :** les assemblages de combustible doivent pouvoir être manutentionnés sans risque de rupture supplémentaire de crayons.

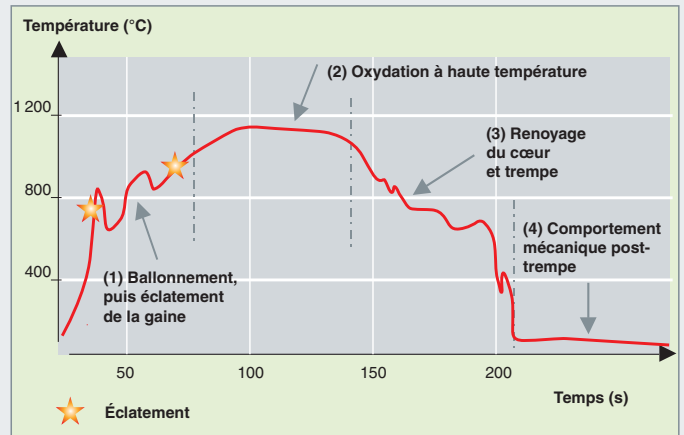


Fig. 113. Schéma d'un transitoire de température de la gaine, lors d'un accident de perte de réfrigérant primaire.
Conséquences sur le comportement du gainage combustible.

Pour réduire les risques de rupture de gaine, à l'issue de la phase d'oxydation à haute température, et essayer de conserver au mieux la géométrie des crayons, afin de permettre le refroidissement du cœur, il a été établi que le combustible devait respecter les deux critères suivants :

- La température de la gaine ne doit pas dépasser 1 200 °C ;
- le taux d'oxydation de la gaine ne doit pas dépasser 17 % de son épaisseur initiale, après un éventuel ballonnement.

Ces critères évitent l'emballement de la réaction, sous l'effet de la température, et limitent ainsi le taux d'oxydation de la gaine, ce qui vise à lui préserver une ductilité suffisante pour garantir son intégrité lors du renoyage. Ils ont été établis en 1973, sur la base d'essais analytiques, avec un gainage en Zircaloy 4 vierge ou faiblement pré-oxydé. Ils ont été validés par de nombreux programmes conduits dans des installations hors-pile et dans quelques réacteurs expérimentaux. Nous pouvons citer plus particulièrement, au CEA, le programme PHÉBUS-LOCA conduit sur une grappe de 25 crayons vierges (voir, sur PHÉBUS, *infra*, p. 123-126, le chapitre intitulé « Le réacteur de recherche PHÉBUS, pour l'étude des accidents de perte de réfrigération »).

Le développement de nouveaux matériaux combustibles nécessite la révision de ces critères, qui ne sont plus adaptés aux combustibles à forts taux de combustion et à certains gainages fortement pré-hydrurés. Les réacteurs RJH (voir, *infra*, p. 131 et 132, le chapitre intitulé « Perspectives de recherches relatives aux situations accidentelles, avec le réacteur Jules Horowitz ») et PHÉBUS (voir, *infra*, p. 123-126, le chapitre intitulé « Le réacteur de recherche PHÉBUS, pour l'étude des accidents de perte de réfrigération ») du CEA Cadarache constituent le support expérimental privilégié pour de telles études.

L'accident de réactivité

L'accident de réactivité RIA, de l'anglais « *Reactivity Insertion Accident* », résulte, comme son nom l'indique, d'une insertion de **réactivité*** dans le cœur. À la différence de l'APRP, sa cinétique est très rapide, ce qui le rend très contraignant pour le dimensionnement des réacteurs.

Pour les réacteurs à eau sous pression, il peut résulter de l'éjection d'une **grappe de commande***, à la suite à la rupture et de la dépressurisation consécutive de son mécanisme de maintien. Un autre mode d'insertion de réactivité pourrait provenir d'une dilution accidentelle de l'eau borée du circuit primaire par de l'eau non borée. Pour les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, il y a couplage entre les deux types d'accidents de refroidissement et de réactivité, en raison du coefficient de vide positif du sodium : ainsi, le bouchage d'un canal de circulation du sodium induit un accroissement instantané de réactivité dans le cœur, compensé ensuite par une contre-réaction neutronique, appelée « **effet Doppler*** », qui vient contrebalancer l'excursion de puissance, lorsque la température du combustible augmente.

L'éjection d'une grappe de commande sur un réacteur à eau sous pression induit un transitoire de puissance quasi instantané, avec un dépôt significatif d'énergie dans les crayons combustibles situés au voisinage de la grappe éjectée (fig. 114).

La première phase de l'accident, provoquée par l'action des **neutrons prompts*** de fission, s'étend sur quelques dizaines de millisecondes. Elle se caractérise par une forte interaction mécanique entre le combustible et la gaine, en raison de l'expansion volumique de l'oxyde induite par l'échauffement quasi adiabatique, ainsi que par la pression exercée par les gaz de fission. En cas de rupture de gaine, lors de cette phase initiale, une dispersion de combustible, sous forme de petits fragments, peut conduire à la vaporisation brutale de l'eau entou-

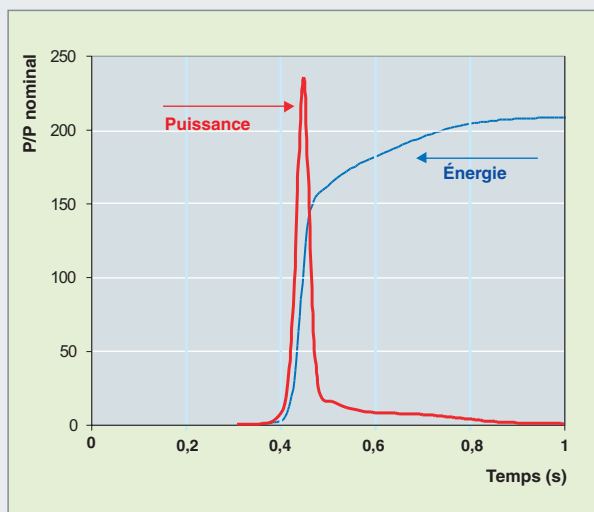


Fig. 114. Évolution de la puissance et de l'énergie injectée lors d'un accident de réactivité, en fonction du temps.

rant le crayon, avec risque d'explosion vapeur et dégradation des crayons combustibles voisins. La **réaction en chaîne*** s'arrête d'elle-même par échauffement du combustible et effet Doppler.

La deuxième phase de l'accident, gouvernée par l'évolution thermique du système, s'étend sur quelques secondes jusqu'à une dizaine de secondes. Elle conduit à un fort accroissement de la température de la gaine, avec le risque d'atteindre la **crise d'ébullition*** dans le canal d'eau qui l'entoure, et au maintien d'une forte pression interne du crayon pouvant, là encore, affecter l'intégrité de la gaine.

Les critères de sûreté actuels relatifs à cet accident, pour les réacteurs à eau, ont été établis au début des années 80 sur la base d'expériences réalisées aux États-Unis (programmes SPERT et PBF), puis au Japon (programme NSSR), sur du combustible vierge ou faiblement irradié (jusqu'à 30 GW.j/tU). Ces critères conduisent à garantir la non-dispersion du combustible et à définir une valeur limite d'enthalpie moyenne déposée dans le combustible à ne pas dépasser, au cours du transitoire (230 cal/g pour le combustible vierge et 200 cal/g pour le combustible irradié). Il s'agit de garantir à la fois l'absence de dégagement significatif d'énergie mécanique, le refroidissement du cœur, et d'éviter tout risque d'explosion vapeur.

Comme pour l'APRP, la validation de ces critères nécessite la mise en œuvre d'importants programmes expérimentaux. La majeure partie d'entre eux est réalisée en réacteur expérimental dédié, tel que le réacteur CABRI du CEA (voir, *infra*, p. 119-122, le chapitre intitulé « Le réacteur expérimental CABRI, pour l'étude des accidents de réactivité »).

C'est ainsi que ce réacteur a été utilisé, de 1978 à 2001, pour étudier les accidents de réactivité des réacteurs rapides refroidis au sodium sur des crayons combustibles uniques, en complément des études menées avec le réacteur SCARABÉE, de 1983 à 1989, qui ont permis des essais sur des assemblages comportant jusqu'à 37 aiguilles. CABRI a été, ensuite, utilisé pour la filière REP, de 1993 à 2000, pour la réalisation d'essais simulant la première phase de l'accident, au cours de laquelle une forte interaction mécanique pastille-gaine se produit sans échauffement significatif de la gaine. La phase avancée du transitoire, en conditions représentatives du réacteur (échauffement de la gaine, forte pression interne), fera l'objet du programme CIP (*Cabri International Programme*) que l'IRSN a lancé dans la future boucle à eau pressurisée (BEP) du réacteur, dans le cadre d'une large coopération internationale, sous les auspices de l'OCDE et en étroite collaboration avec EDF.

Enfin, le programme SILENE-RIA envisagé sur le réacteur pulsé du CEA Valduc est un programme analytique destiné à quantifier l'effet dynamique du relâchement des gaz de fission en RIA sur le chargement thermomécanique de la gaine (voir, *infra*, p. 127-129, le chapitre intitulé « Le réacteur SILENE, pour l'étude des accidents de criticité »).

L'accident grave

L'accident grave est, en réalité, la conséquence d'un des deux types d'accidents précédents, pour lesquels les systèmes de protection et de sauvegarde auraient été défaillants. Bien que de très faible probabilité d'occurrence, de tels accidents se sont néanmoins produits dans le passé, et nous pouvons souligner ici que les deux accidents majeurs qu'a connus l'industrie nucléaire ont eu pour événement initiateur une perte de refroidissement, pour l'accident de Three Mile Island, en 1979, et une excursion de réactivité, pour l'accident de Tchernobyl, en 1986.

Dans un tel accident, et contrairement aux précédents, on ne recherche plus à maintenir une géométrie de cœur « refroidissable », mais à limiter la fusion du combustible et les conséquences radiologiques potentielles par la mise en œuvre de procédures, dites « procédures ultimes ». Nous pouvons citer à titre d'exemple pour les réacteurs français à eau sous pression, la procédure U5 de décompression volontaire de l'enceinte, avec filtration contrôlée des rejets radioactifs, destinée à éviter la rupture de l'enceinte, en cas de suppression.

Le déroulement d'un accident grave, dans un réacteur à eau, suit la phénoménologie suivante :

- À la suite de la vidange du circuit primaire et du dénoyage du cœur, le combustible s'échauffe sous l'action de la puissance résiduelle dégagée par les produits de fission (PF) qu'il contient ; le cœur se dégrade, jusqu'à la formation d'un mélange de matériaux en fusion, appelé « **corium*** » ($\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2 + \text{matériaux de structure du cœur}$), pouvant atteindre $3\,000\text{ }^\circ\text{C}$; le corium s'écoule à travers le cœur et se relocalise dans le fond de la cuve qu'il chauffe à son tour ;
- pendant la phase de dégradation du cœur, des PF sont relâchés par les crayons combustibles, d'abord les gaz de fission et les PF volatils (iode, césium, tellure), puis une fraction des PF peu volatils et des **actinides*** ;
- les aérosols formés et les vapeurs de PF sont transportés par l'écoulement de vapeur d'eau enrichi en hydrogène vers le circuit primaire et atteignent l'enceinte de confinement. Ils peuvent se déposer partiellement et être remis en suspension, par la suite ;
- une partie des PF, sous forme d'aérosols ou de gaz, peut alors sortir de l'enceinte, *via* différents chemins de fuite, et provoquer une contamination radioactive de l'environnement : c'est le « terme source », pris en compte par les autorités de sûreté pour le dimensionnement des plans d'intervention. Parmi ces PF, l'iode joue un rôle prépondérant vis-à-vis des conséquences radiologiques, en raison de son niveau d'activité élevé dans les jours qui suivent l'accident, de sa grande volatilité et de son aptitude à former des espèces gazeuses, sous forme d'iode moléculaire ou d'iodure organique.

Deux grandes catégories d'expériences permettent de caractériser le terme source d'un accident grave : les expériences analytiques conduites en laboratoire de haute activité et les essais intégraux conduits en réacteur expérimental.

Les expériences analytiques consistent à chauffer un petit tronçon de combustible dans un environnement le plus proche possible de celui rencontré lors d'un accident grave et à mesurer en ligne ou après essais les PF relâchés. Leur principal intérêt est de pouvoir isoler les différents phénomènes physiques mis en jeu, à des fins de compréhension des mécanismes de base. Citons, dans cette catégorie, le programme VERCORS réalisé au CEA Grenoble, de 1983 à 2002, et son successeur, le programme VERDON, qui a débuté en 2011, au CEA Cadarache.

Les essais intégraux sont des essais à plus grande échelle, généralement conduits sur une grappe de plusieurs crayons introduite au centre d'un réacteur expérimental et permettant d'étudier les phénomènes relatifs à la dégradation du cœur. Au travers d'une boucle expérimentale dédiée, connectée au circuit en cœur, ces essais permettent également d'étudier l'ensemble des phénomènes physiques relatifs au transport des PF dans le circuit primaire et leur comportement à long terme dans l'enceinte. Le programme PHÉBUS-PF, conduit dans le réacteur PHÉBUS du CEA, de 1993 à 2004, en est la meilleure illustration (voir, *infra*, p. 123-126, le chapitre intitulé « Le réacteur de recherche PHÉBUS, pour l'étude des accidents de perte de réfrigération »), pour les REP, ainsi que le programme SCARABÉE, pour les RNR-Na.

Gérard DUCROS

Département d'étude des combustibles

Le réacteur expérimental CABRI, pour l'étude des accidents de réactivité

Objectifs du réacteur CABRI et description de l'installation

Le réacteur de recherche CABRI a été construit en 1962, au CEA Cadarache, pour étudier la réponse des combustibles nucléaires à une excursion de puissance. Ces « sauts » de puissance, qu'évoque le nom du réacteur, sont la conséquence directe d'un **accident de réactivité***. Il appartient à la catégorie des réacteurs d'essais en sûreté. Le CEA y réalise actuellement des programmes de R&D définis et pilotés par l'IRSN, dans le cadre de collaborations nationale et internationale.

Le réacteur de recherche CABRI s'est adapté, depuis sa construction, pour répondre aux besoins des études de sûreté et à la constitution du parc nucléaire français. À sa construction, CABRI était un réacteur expérimental d'irradiation refroidi à l'eau, composé d'éléments combustibles à plaques. En 1975, une reconfiguration du cœur et la mise en place d'une boucle centrale en sodium est venue compléter l'installation, ce qui a permis de réaliser des essais adaptés aux réacteurs de la filière à neutrons rapides (RNR) refroidis au sodium pendant environ une trentaine d'années. Dès 1993, des essais ont été également réalisés sur certains crayons combustibles des réacteurs de la filière à eau sous pression dans la boucle sodium, lors d'une première phase. Le besoin d'une simulation plus complète des conditions de refroidissement des réacteurs à eau sous pression, et notamment d'études de l'interaction entre le combustible et l'eau, en cas de rupture des crayons, a conduit à modifier l'installation pour y implanter une boucle d'essai à eau sous pression, en remplacement de celle au sodium. En parallèle, des travaux de remise à niveau de l'installation (jouvence mécanique, génie civil et protection incendie) ont été entrepris.

Ce réacteur expérimental est un réacteur de type piscine, constitué aujourd'hui d'un cœur à base de combustible fabriqué à partir d'oxyde d'uranium (UO_2), d'une puissance limitée à 25 MW, en régime permanent, et refroidi par un circuit d'eau (fig. 115).

Le cœur du réacteur, aux dimensions réduites (65 cm de côté sur 80 cm de haut), est composé de 40 assemblages de crayons combustibles conçus pour résister aux variations rapides de puissance, lors des essais. Pour cela, la gaine des combustibles du cœur nourricier est en acier. Le cœur est équipé, en son centre, d'une cavité verticale permettant de recevoir le dispositif d'essai contenant l'échantillon de com-

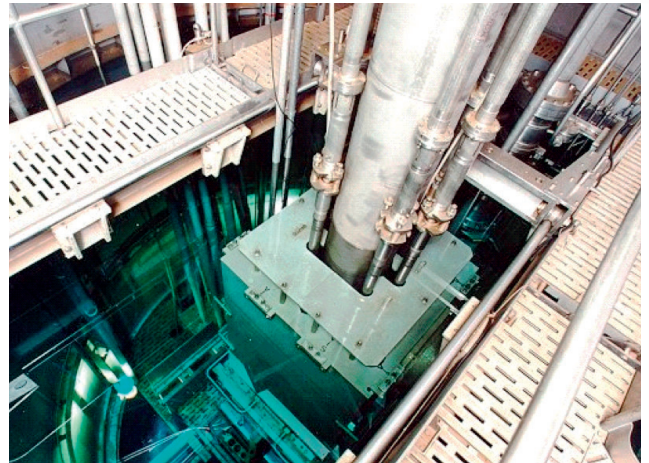


Fig. 115. Réacteur CABRI : vue de dessus du cœur dans la piscine et de la boucle d'essai qui le traverse verticalement.

bustible à tester et, horizontalement, d'un canal abritant un dispositif appelé « hodoscope », système de mesure qui permet de visualiser en temps réel les déformations et mouvements du combustible testé, par la détection des neutrons rapides qu'il émet. Le refroidissement du cœur nourricier est assuré soit par convection naturelle avec l'eau de la cuve du réacteur, soit par convection forcée par le circuit de refroidissement.

Outre les six barres de commande et de sécurité, le réacteur est équipé de quatre barres spécifiques remplies d'hélium 3 sous pression (gaz absorbant les neutrons) qui servent à réaliser, par dépressurisation, un transitoire rapide de puissance. L'effet **Doppler*** limite la durée de l'excursion de puissance à quelques millisecondes, mais la puissance instantanée, lors du transitoire, peut atteindre 20 000 MW !...

La boucle d'essai (fig. 116) est un dispositif qui permet de faire circuler un fluide en circuit fermé dans le cœur du réacteur. Elle est constituée de trois éléments :

- Une cellule en pile implantée dans la cavité centrale du cœur du réacteur, destinée à recevoir le dispositif d'essai et l'aiguille ou crayon combustible à tester ;
- un caisson contenant les circuits expérimentaux qui permettent d'obtenir les conditions thermohydrauliques choisies ;
- des tuyauteries de connexion et des circuits de collecte des effluents liquides et gazeux produits par les essais.

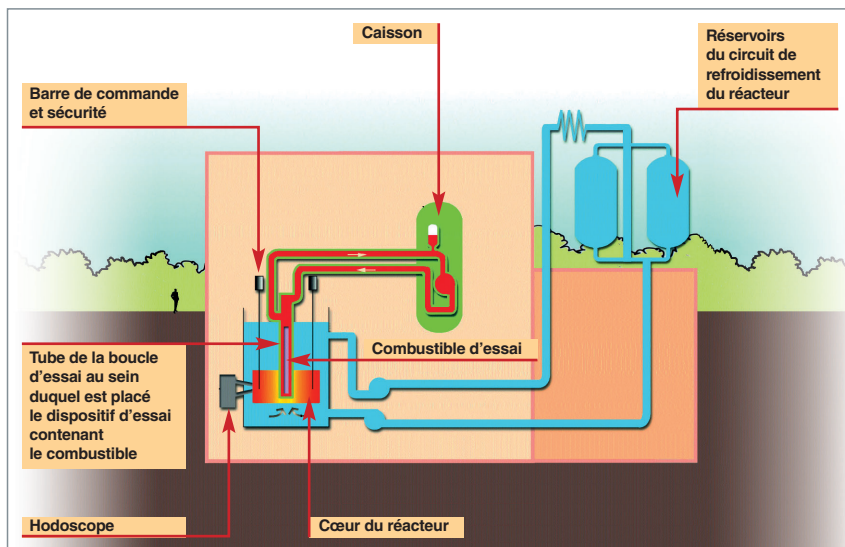


Fig. 116. Réacteur CABRI : schéma de la boucle d'essai à eau (en vert). Elle est composée du caisson destiné à reproduire les conditions thermohydrauliques nécessaires, lors des essais et du tube permettant de placer le dispositif d'essai au cœur du réacteur.

La boucle d'essai permet de reproduire les mêmes conditions de température, de pression et de vitesse d'écoulement pour le fluide qui entoure le combustible d'essai que celles présentes dans un cœur de réacteur industriel.

Les essais dans CABRI

Dans une première phase, de 1962 à 1968, CABRI a permis d'étudier les accidents de réactivité des combustibles à plaques des réacteurs expérimentaux et les limites de surpuissance sur différents types de cœur.

Dans une seconde phase, de 1968 à 1977, l'installation a été équipée de la boucle expérimentale en sodium destinée à étudier le comportement du combustible de réacteur à neutrons rapides (RNR), lors d'un accident de perte de débit primaire conduisant à une insertion de réactivité et à la fusion du cœur (Accident de Dimensionnement du Confinement [ADC] retenu pour SUPERPHÉNIX).

Quatre programmes principaux ont été menés sur le combustible RNR, entre 1978 et 2001, ce qui représente 59 essais. Ils ont permis de mettre en évidence les différents mécanismes de rupture de gaine, la contribution des gaz de fission à l'interaction mécanique combustible/gaine, et les phénomènes consécutifs à la rupture des aiguilles. L'incidence de différents paramètres a été évaluée, tels que le type de combustible, le **taux de combustion*** et le niveau de dépôt d'énergie.

Ces essais ont permis, en particulier, de valider les codes de calcul utilisés pour les études de sûreté et, d'une manière générale, ont contribué à une meilleure connaissance du comportement accidentel des combustibles RNR.

Bien que le fluide de refroidissement des réacteurs à eau sous pression (REP) soit de l'eau, la boucle en sodium de l'installation CABRI a été également utilisée pour simuler des accidents d'insertion de réactivité dans ce type de réacteur. Elle permet, en effet, de simuler dans des conditions satisfaisantes le comportement thermomécanique d'un crayon lors de la première phase de l'accident (en l'absence d'échauffement significatif de la gaine). Les premiers essais de ce type ont été réalisés en 1993, dans le cadre du programme REP-Na, pour se poursuivre jusqu'en 2000. Douze essais ont été réalisés, à ce jour, dont huit concernent du combustible d'oxyde d'uranium (UO_2) et quatre du combustible d'oxydes mixtes (MOX).

Les transitoires de puissance, lors de ces essais, laissent dans le crayon combustible une énergie de l'ordre de la centaine de J/g, ce qui suffit pour mettre le crayon à rude épreuve : compte tenu de l'extrême brièveté du transitoire, de l'ordre de la dizaine de millisecondes (fig. 117), les gradients thermiques dans le crayon sont très importants et peuvent engendrer des effets thermomécaniques suffisants pour provoquer la rupture de la gaine.

Dans ces essais REP-Na, des capteurs de température sont placés *dans* et *sur* le crayon, ainsi que dans le fluide caloporteur. On mesure également les déformations diamétrales et longitudinales du crayon, ainsi que le relâchement de gaz de fission dans le caloporteur, à la suite d'une éventuelle rupture de gaine. Les crayons sont examinés *post mortem* : on observe des ruptures de gaine, dès que le niveau d'énergie déposée par le transitoire dans le combustible dépasse quelques dizaines de J/g. Les ruptures se produisent surtout

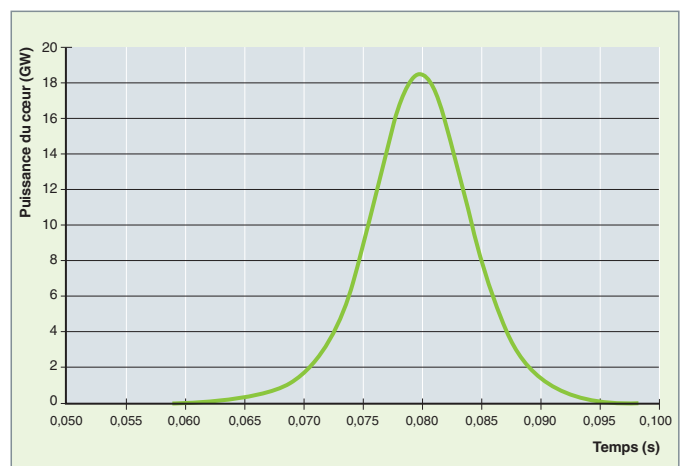


Fig. 117. Un transitoire de puissance typique dans le réacteur CABRI.

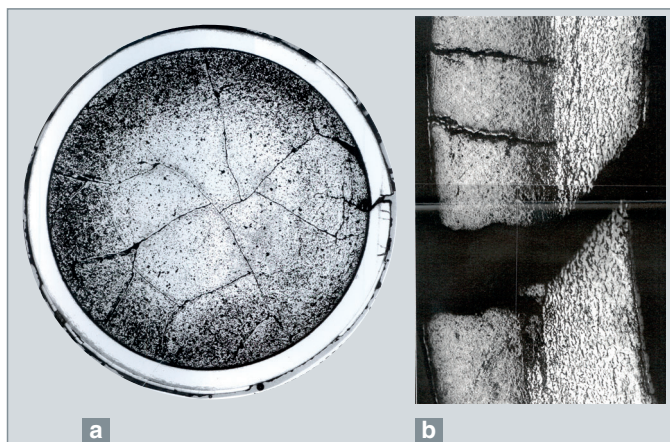


Fig. 118. Coupe d'un crayon combustible rupté, lors d'un essai « REP-Na » dans le réacteur CABRI. Le crayon a été pré-irradié avant l'essai, jusqu'à un taux de combustion de 60 GW.j/t.⁻¹, et l'on remarque la fracturation de la céramique combustible (a), ainsi que l'oxydation et l'hydruration de la gaine (a, b).

si le crayon combustible a déjà subi une irradiation importante avant le transitoire. Sa gaine est alors fragilisée par l'oxydation et l'hydruration associée (fig. 118). Nous observons aussi une décohésion des grains de la céramique par expansion des gaz de fission.

L'ensemble de ces observations a été confronté aux prédictions du code SCANAIR, qui calcule la thermique du système (évolution de la température, en fonction du temps dans le crayon et dans le caloporteur) [fig. 119], le comportement mécanique du crayon (déformations élastique et plastique) (fig. 120) et la quantité de gaz de fission libérée hors de la céramique. L'accord théorie-expérience sur les deux premières observables est bon ; celui sur les gaz de fission est un peu moins satisfaisant, mais il faut dire que la phéno-

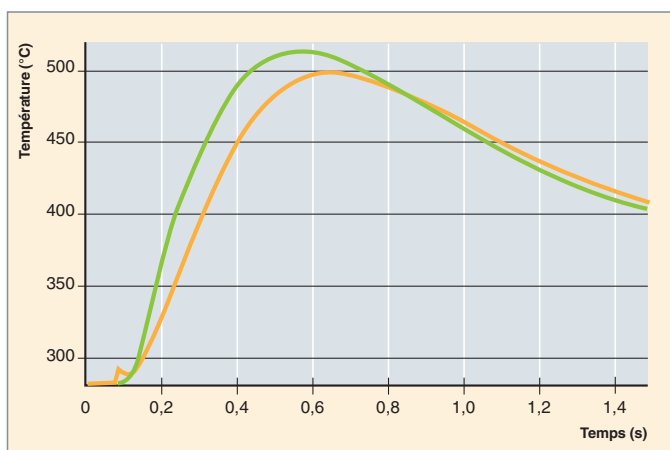


Fig. 119. Le transitoire de température sur la face externe du crayon combustible, lors d'un essai « REP Na » dans le réacteur CABRI. Comparaison avec le calcul (courbe en vert, code SCANAIR, développé au CEA).

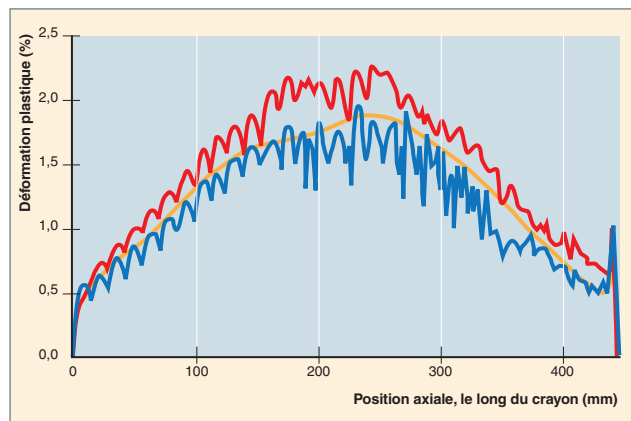


Fig. 120. Déformation plastique d'un crayon combustible, lors d'un essai « REP-Na » dans le réacteur CABRI. Comparaison avec le calcul (en orange, code SCANAIR, développé au CEA).

nologie du relâchement des gaz de fission dans une céramique polycristalline est compliquée...

Ces essais ont permis de mieux cerner les marges de résistance du combustible REP, vis-à-vis d'un transitoire de puissance. Pour autant, le programme REP Na n'a pas permis d'étudier dans sa globalité l'accident d'insertion de réactivité, du fait du manque de représentativité du réfrigérant, et notamment l'interaction combustible-réfrigérant, après rupture de gaine.

En 2002, deux essais du programme CIP (*Cabri International Program*) ont été réalisés dans la boucle sodium et ont permis de tester deux crayons REP à fort taux de combustion (75 GW.j/t), avant l'arrêt du réacteur pour rénovation et installation de la boucle à eau pressurisée.

Les expériences futures sur CABRI

La modification de l'installation, engagée en 2003, est destinée à réaliser des essais dans les conditions thermohydrauliques représentatives des réacteurs à eau sous pression (155 bar et 300 °C) et à apporter des connaissances complémentaires sur le comportement des crayons combustibles, lors d'accidents de référence pour les études de sûreté des réacteurs industriels : l'accident d'insertion de réactivité (RIA*) et l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP*).

Ainsi, le premier programme prévu dans CABRI, en configuration de boucle expérimentale à eau sous pression (cadre CIP) et piloté par l'IRSN, prévoit, à travers une dizaine d'essais, de tester le comportement en conditions de RIA des combustibles UO₂ à fort taux de combustion, mais aussi des combustibles MOX, dans le cadre des futures gestions du combustible des REP.

Au-delà du programme CIP, d'autres programmes dédiés à l'étude du comportement du combustible REP sont en cours de définition, concernant des compléments d'études en conditions RIA et des essais en conditions d'APRP. Les essais de type APRP pourraient permettre d'étudier le comportement du combustible et de la gaine, au cours des principales phases de l'accident (montée en température dans le combustible, oxydation importante de la gaine, **trempe*** du crayon résultant du renoyage...).

Enfin, l'IRSN et le CEA se préparent à examiner la possibilité de réalisation d'essais CABRI complémentaires, en support de l'analyse de sûreté des futurs réacteurs rapides refroidis au sodium.

Jérôme ESTRADÉ,
Département d'étude des réacteurs

Le réacteur de recherche PHÉBUS, pour l'étude des accidents de perte de réfrigération

Objectifs du réacteur PHÉBUS et description de l'installation

Le réacteur de recherche PHÉBUS est un réacteur expérimental construit en 1977 sur le Centre d'études de Cadarache. Il a été conçu pour étudier le comportement des combustibles des centrales nucléaires dans des situations accidentelles du type perte de réfrigérant primaire pouvant aller jusqu'à la fusion du combustible. La principale problématique associée à l'étude des accidents de perte de réfrigérant dans les réacteurs de puissance est celle de la dégradation du combustible et de ses conséquences : à partir de quelle température, au bout de combien de temps a-t-on rupture de la gaine du combustible ou pire, fusion du cœur ? Quel est le relâchement de produits de fission associé à ces deux phénomènes ?

Le réacteur PHÉBUS entre dans la catégorie des réacteurs d'essais en sûreté. L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire est le principal commanditaire des études menées en collaboration internationale sur ce réacteur. De son côté, le CEA est l'opérateur de cet outil unique au monde.

PHÉBUS est un réacteur expérimental de type piscine dont le cœur comporte 1 816 crayons d' UO_2 faiblement enrichis en uranium 235. Il est refroidi et **modéré*** à l'eau. Sa puissance thermique maximale autorisée est de 38 MW. Le contrôle de puissance du réacteur s'effectue à l'aide de six **barres de commande*** et de sécurité (fig. 121).

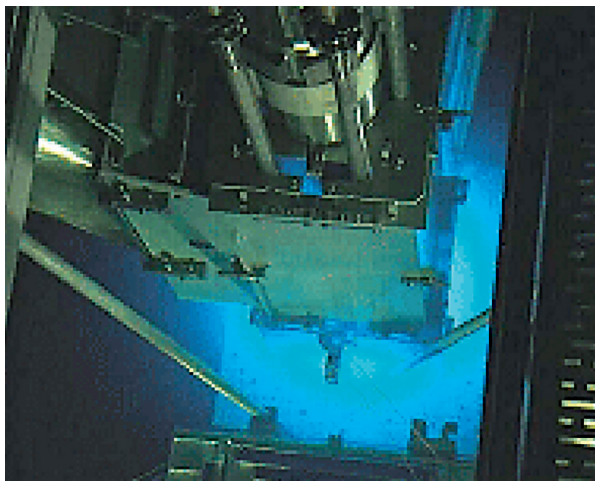


Fig. 121. Le cœur du réacteur PHÉBUS, en fonctionnement.

Le cœur est traversé, en son centre, par une cellule en pile pouvant contenir un **assemblage combustible*** d'essai (cet assemblage est composé, au maximum, de 20 crayons soit neufs, soit déjà irradiés en centrale nucléaire). Le circuit de refroidissement de cette cellule est une boucle à eau sous pression qui permet le conditionnement thermique et chimique de l'eau, au voisinage du combustible d'essai ; ce circuit de refroidissement est indépendant de celui du réacteur, ce qui permet de simuler une perte de refroidissement sur quelques crayons combustibles, tout en gardant un refroidissement nominal pour le reste du cœur.

La cellule en pile proprement dite est constituée de deux tubes concentriques traversant le cœur nourricier. Le tube interne, dit « tube de force », est en **inconel***, et le tube externe, dit « tube de sécurité », en **Zircaloy***. L'espace entre les deux tubes est maintenu sous vide, afin d'isoler thermiquement le tube de force de l'eau de refroidissement du cœur nourricier.

En 1990, l'installation a subi d'importantes modifications, de manière à pouvoir réaliser le programme PHÉBUS PF portant sur du combustible d'essai, dans les conditions des accidents graves, et destiné à valider les codes de calcul mis en œuvre pour prévoir le relâchement des produits de fission par les éléments combustibles du cœur et leur comportement dans le **circuit primaire***, le **générateur de vapeur*** et l'**enceinte de confinement*** (fig. 122, page suivante). Ce programme est mené dans des conditions représentatives de celles d'un réacteur à eau sous pression, tant en ce qui concerne la source des produits de fission que les conditions qu'ils rencontrent dans leur cheminement et l'enchaînement des phénomènes successifs survenant, lors d'un accident grave. Pour cela, un caisson métallique dit « caisson PF » (fig. 123) a été construit en extension de l'installation principale. Des circuits expérimentaux ont été mis en place, destinés à recevoir les produits de fission issus de la fusion du combustible d'essai, et à imiter leur trajet en réacteur de puissance, à travers la **gaine*** du combustible, la **cuve***, le **générateur de vapeur***, et même l'enceinte de confinement. Ils sont principalement constitués :

- D'une ligne de sortie PF acheminant les produits de fission du dispositif d'essai vers leurs réservoirs de stockage ;
- d'un générateur de vapeur constitué d'une seule épingle ;
- d'un réservoir simulant l'enceinte d'un REP à l'échelle 1/5000^e destiné à recevoir les produits de fission.

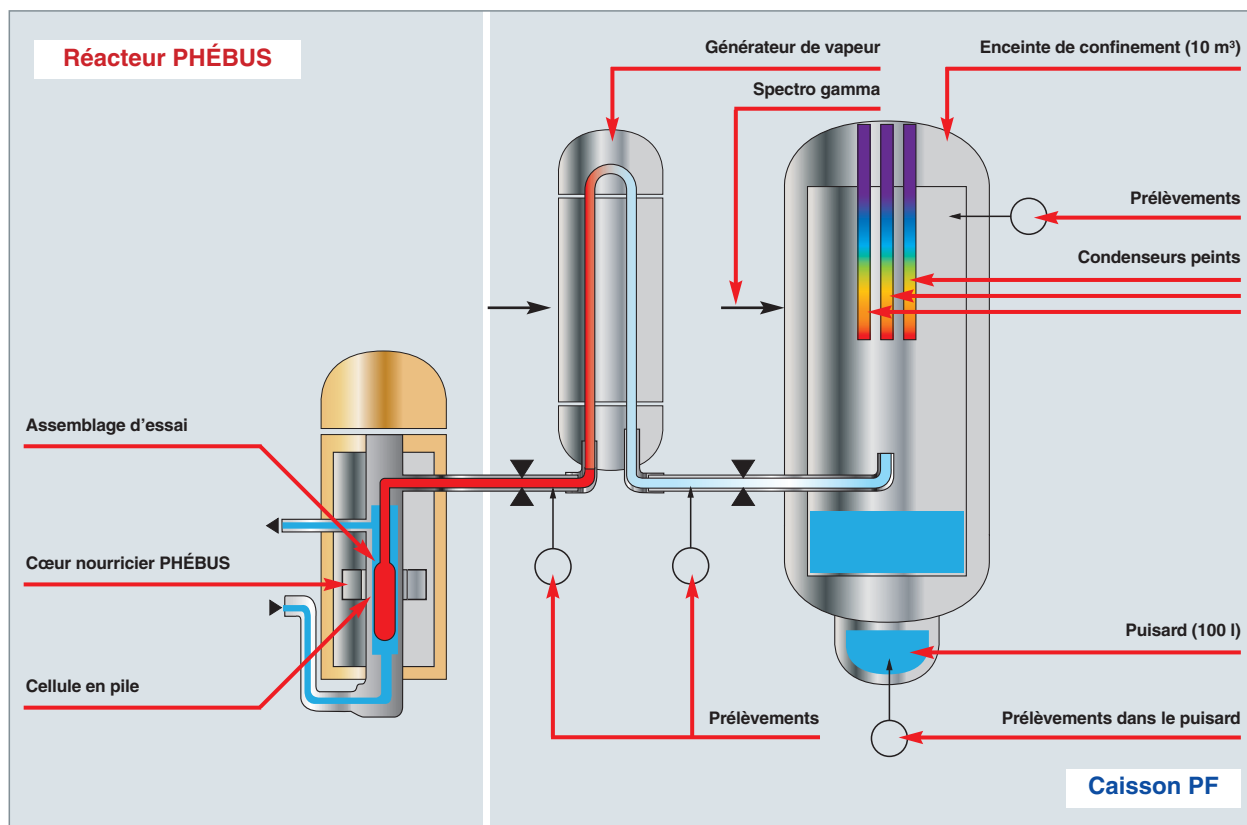


Fig. 122. Schéma de principe du réacteur PHÉBUS et de ses circuits expérimentaux.

Les essais dans PHÉBUS

La première partie du programme PHÉBUS, de juillet 1982 à décembre 1984, PHÉBUS **LOCA*** (*Loss Of Coolant Accident* ou accident de perte de réfrigérant primaire), a fait l'objet de six essais.

L'objectif de ce programme était l'étude du comportement d'un combustible des réacteurs à eau sous pression (REP) dans des situations de perte de réfrigérant primaire correspondant

à une situation accidentelle faisant suite à un fonctionnement aux conditions nominales. Cet accident était suivi de la mise en œuvre du refroidissement de secours. La phénoménologie étudiée était liée à l'accident de référence des REP, qui ne va pas jusqu'à la fusion du cœur.

Deux objectifs étaient recherchés : évaluer les marges relatives aux deux principaux critères retenus, dans le cadre du dimensionnement du réacteur, la température maximale et l'oxydation maximale des gaines ; valider les codes de comportement du combustible utilisés par l'analyse de sûreté et, en particulier, le module combustible du code de calcul

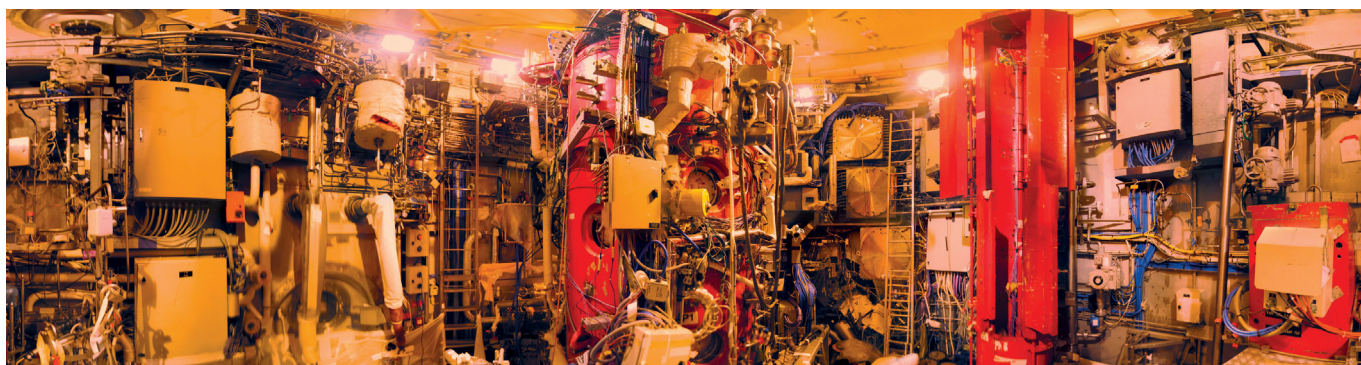


Fig. 123. Vue panoramique du caisson PF.

CATHARE* (développé par le CEA). L'ensemble du programme expérimental a été conduit en utilisant du combustible vierge. La température maximum atteinte a été de 1 300 °C.

Le programme PHÉBUS CSD (Cœur Sévèrement Dégadé), mené entre 1986 et 1989, a fait l'objet de six essais. Le programme visait à l'étude du comportement du combustible des REP, en situation accidentelle, mais hors dimensionnement, dite « d'accident grave ». L'objet du programme était l'étude de la dégradation du combustible pour un niveau de température supérieur à la température correspondant au critère de dimensionnement des REP et inférieur à la température de fusion de l'oxyde d'uranium. Ce programme a été utilisé dans la validation des modèles du code ICARE_1, en particulier en ce qui concerne la phénoménologie de l'oxydation des gaines. Ces connaissances sont utilisées aujourd'hui dans l'analyse de sûreté des accidents graves des REP.

Le programme PHÉBUS PF (Produit de Fission), mené entre 1993 et 2004, après modification de l'installation, traitait des phénomènes qui gouvernent l'évolution de l'état d'un REP, supposé se trouver en situation accidentelle grave. Les situations considérées postulaient la défaillance totale ou partielle des systèmes de protection et de sauvegarde du réacteur. Elles supposaient, en outre, l'échec des procédures opératoires destinées à éviter la fusion du cœur ou à en limiter les conséquences radiologiques.

Le programme présentait deux aspects :

- L'étude des phénomènes qui déterminent la dégradation du cœur, la fusion, puis la solidification des composants ;
- l'étude de l'évolution des produits de fission, sous forme de vapeur ou d'aérosols, depuis le relâchement de ces produits par le combustible jusqu'à leur diffusion dans l'atmosphère. Cette phase comprend l'étude du transport et du dépôt des produits actifs dans les circuits primaires et secondaires du réacteur et l'évolution physico-chimique de ces produits dans l'enceinte.

Ce programme expérimental a permis la validation des codes de calculs utilisés pour l'analyse de sûreté dans l'évaluation du terme source ou pour l'étude des procédures opératoires destinées à minimiser les effets de l'accident. Le programme PF s'inscrit dans le cadre du programme général de recherche et de développement, lié à la démarche retenue par l'analyse de sûreté pour prévenir et gérer les accidents graves des REP.

Les objectifs du programme PF

Un premier groupe de trois essais (FPT-0, FPT-1 et FPT-2) a permis d'étudier l'effet du taux d'irradiation et de l'environnement (oxydant ou réducteur) sur la dégradation du combustible, le relâchement et le transport des produits de fission (PF), ainsi que leur comportement dans l'enceinte de confinement. Ces trois essais ont été réalisés avec une barre de commande en alliage AG-In-Cd représentative des REP de type Westinghouse, dont il a été montré l'influence sur le comportement des produits de fission.

Un autre essai FPT-4 a concerné la phase ultime de l'accident, avec l'étude du relâchement des produits de fission peu volatils et des transuraniens, à partir d'un lit de débris et d'un bain de combustible fondu.

Le cinquième essai FPT-3 a permis de déterminer l'influence d'une barre de commande en carbure de bore (B_4C) sur la dégradation du combustible et le comportement des PF. Le B_4C est un matériau utilisé dans les REP plus récents, mais aussi dans les réacteurs à eau bouillante en service en Europe, et certains réacteurs de type VVER en service dans l'Europe de l'Est.

Les résultats des essais PHÉBUS PF sont une source importante d'amélioration de la simulation des accidents de fusion de cœur.

Déroulement d'un essai type sur PHÉBUS

Un essai se déroule sur deux phases successives :

- Une phase de dégradation du cœur, d'une durée de quelques heures, au cours de laquelle, par augmentation de la puissance du cœur PHÉBUS, la température du combustible en essai augmente jusqu'à la liquéfaction et la délocalisation des matériaux (entre 2 300 et 2 500 °C), entraînant le relâchement des produits de fission et leur transport dans le circuit et dans l'enceinte de confinement. À la fin de cette phase, le réacteur PHÉBUS est arrêté ;
- une phase « enceinte », d'une durée de quelques jours, au cours de laquelle sont mesurées les grandeurs d'intérêts pour la compréhension des phénomènes transport, de dépôts des matériaux, ainsi que de la chimie de l'iode dans le circuit et dans l'enceinte de confinement.

L'analyse et l'interprétation des résultats d'un essai s'étalent sur environ sept ans.

Phénomènes étudiés dans le programme PHÉBUS

Hydrogène

Brouillard de vapeur d'eau
et d'aérosols radioactifs
en suspension

Dégradation du cœur
Émission de PF
Production de H_2

Absorption d'iode
en surface

Émanation d'iode
radioactif

$I + \text{rayonnement gamma} \rightarrow 1/2 I_2$

$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 + \text{chaleur}$

Dispositif
expérimental
20 crayons placés
au centre du cœur
du réacteur

Transport des dépôts
des PF dans le circuit

Cuve de REP

Brèche

Circuit primaire

Enceinte de confinement

Puisard

Tomographies

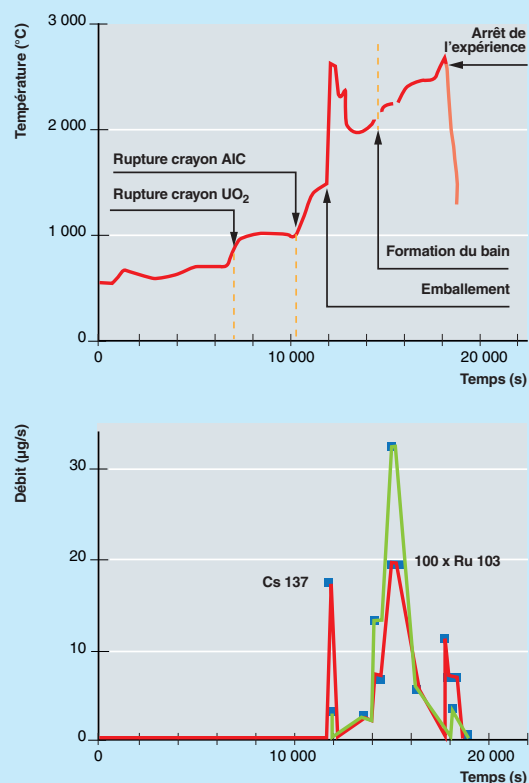
Radiographie
numérique

Fig. 124. Principe d'un essai sur PHÉBUS-PF et résultats sur le comportement du combustible.

Le réacteur PHÉBUS a largement rempli sa mission. Il a permis de mieux comprendre le comportement du combustible en situation accidentelle de perte de réfrigérant, et de justifier les marges prises par rapport à ce type d'accident. Il a été mis en arrêt définitif d'exploitation, en 2009.

Jérôme ESTRADÉ,
Département d'étude des réacteurs
André CHABRE
Direction de l'énergie nucléaire
et Bernard BONIN
Direction scientifique

Série de mesures illustrant le comportement des produits de fission, au cours d'un essai PHÉBUS PF



Le réacteur SILENE, pour l'étude des accidents de criticité

Les accidents de criticité

Les accidents de **criticité*** résultent du déclenchement d'une **réaction de fission en chaîne*** non contrôlée survenant lorsque les quantités présentes de matières nucléaires fissiles (uranium et plutonium) dépassent accidentellement un seuil appelé « **masse critique*** ». Dès que l'état critique est dépassé, la réaction en chaîne devient divergente et à caractère exponentiel ; il en résulte une évolution rapide du nombre de fissions produites au sein du milieu fissile appelé « excursion de criticité ». Ce phénomène se traduit par un dégagement rapide d'énergie (fig. 125) retrouvée essentiellement sous forme de chaleur, accompagné par l'émission intense de rayonnements neutronique et gamma, ainsi que par le relâchement de gaz de fission. L'exposition à ces rayonnements intenses constitue le principal risque, en cas d'accident de criticité, et peut s'avérer fatal pour les personnels situés au voisinage immédiat des installations.

Ce type d'accident survient, le plus fréquemment, dans les installations où les masses fissiles sont susceptibles de varier : les usines du cycle du combustible et les installations de recherche, notamment les réacteurs expérimentaux de type maquettes critiques, en raison des possibilités d'intervention humaine, principales causes de ce type d'accident.

Depuis 1945, une soixantaine d'accidents de criticité ont été recensés dans le monde, 22 de ces accidents dans les usines du cycle du combustible (9 personnes tuées) et environ 36 dans les installations de recherche (12 personnes tuées). La

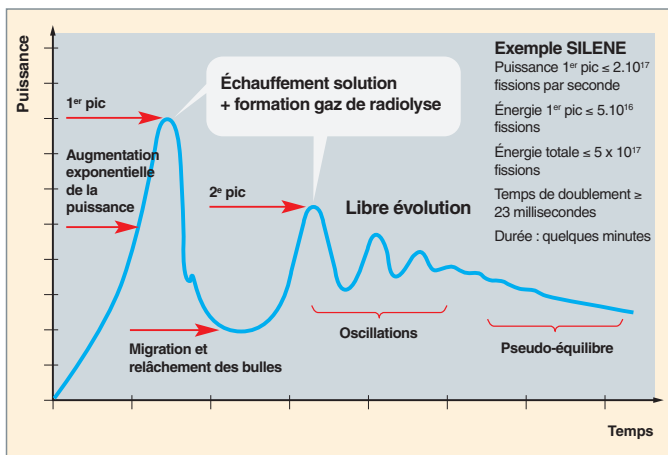


Fig. 125. Évolution de la puissance lors d'un accident de criticité : évolution caractéristique en milieu combustible liquide.

plupart d'entre eux se sont produits aux États-Unis et dans l'ex-Union soviétique.

L'étude expérimentale des accidents de criticité a donné lieu à la mise en œuvre de réacteurs expérimentaux spécifiques permettant de produire des montées rapides de réactivité par des manœuvres rapides d'absorbants, le rapprochement de masses métalliques de matières fissiles, etc. En France, le réacteur SILENE, installé au Centre du CEA de Valduc, est représentatif de ce type de réacteur.

Le réacteur SILENE

Le réacteur SILENE a été mis en exploitation en 1974, pour répondre initialement aux besoins liés aux études d'accidents de criticité en milieu liquide. Il s'agit d'un réacteur dont le combustible est constitué de nitrate d'uranium hautement enrichi confiné dans une cuve en acier, que l'on fait diverger par le retrait d'une barre de commande située en son centre (fig. 126).

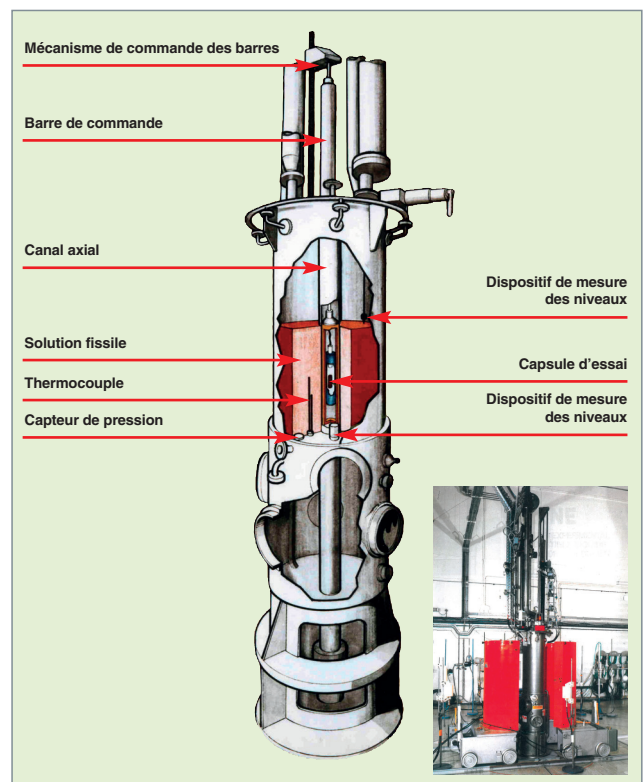


Fig. 126. Réacteur SILENE : le bloc réacteur vu en coupe.

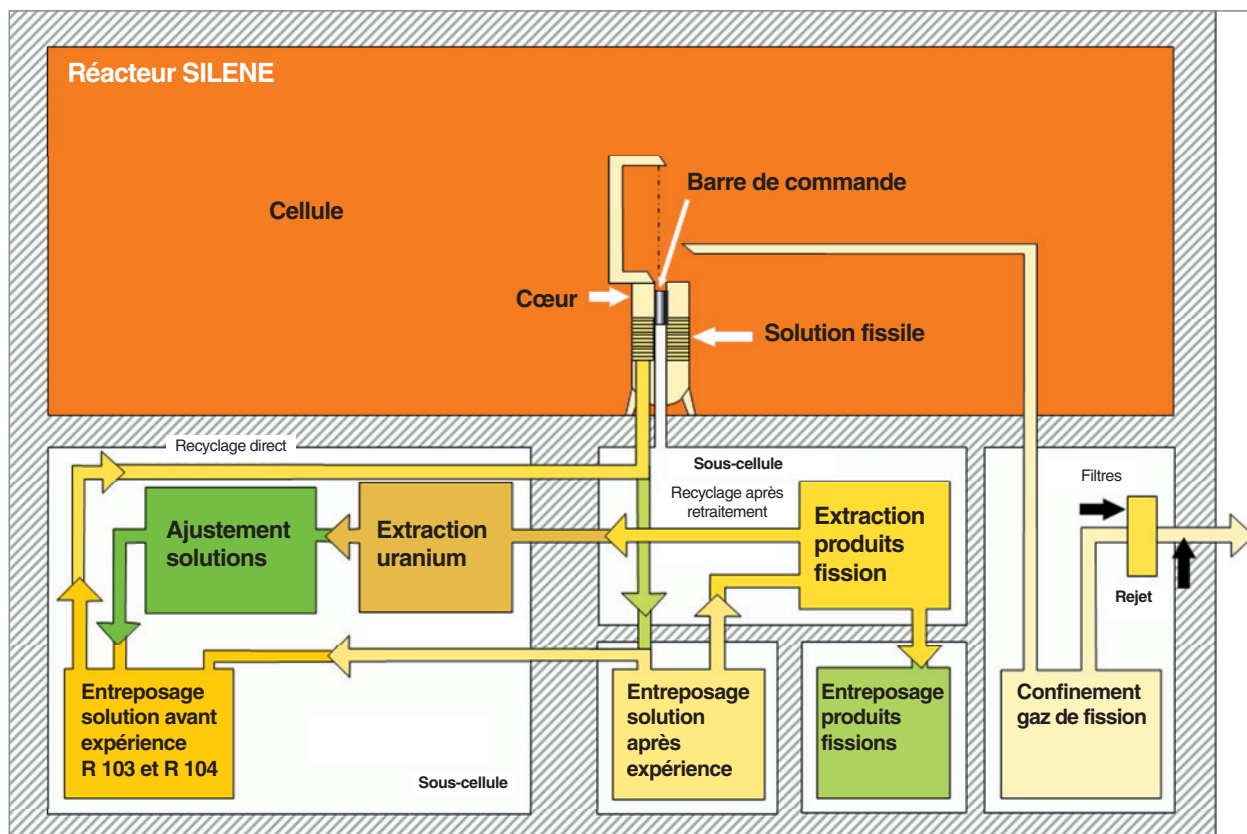


Fig. 127. Réacteur SILENE, dispositions générales.

Cellule supérieure : réacteur proprement dit.

Cellule inférieure : traitement du combustible, des gaz de radiolyse et des produits de fission.

Le fonctionnement du réacteur nécessite une infrastructure comportant des moyens d'entreposage, d'analyse, d'ajustement de la concentration et de recyclage de la solution fissile constituant le combustible, ainsi que des équipements spécifiques de reprise des gaz de radiolyse. L'ensemble de ces moyens est regroupé dans des locaux situés sous le réacteur (fig. 127).

La cinétique d'une divergence et les caractéristiques du rayonnement de fuite sont ajustables. Trois modes de fonctionnement sont possibles (fig. 128, page suivante) :

- En mode « salve », la cavité centrale du cœur est accessible, permettant l'irradiation d'échantillons de diamètre inférieur à 56 mm, la fluence neutronique délivrée est de l'ordre de $1,6 \cdot 10^{16} \text{ n.cm}^2.\text{s}^{-1}$; les rayonnements de fuite neutrons et gamma sont modifiables par l'interposition d'écrans autour du cœur. Il s'agit d'écrans de plomb, d'acier et de polyéthylène-cadmium. Les deux premiers réduisent considérablement la composante gamma, l'écran d'acier permettant, de surcroît, d'augmenter la composante intermédiaire du spectre neutrons ; le troisième réduit la composante neutronique ;

- en mode « libre évolution », on retire lentement la barre d'excursion (à une vitesse inférieure à 2 cm/s), en présence d'une source auxiliaire de neutrons permettant un amorçage déterministe de la réaction en chaîne. La montée en puissance est lente et donne lieu à un pic très vite amorti par les mécanismes de contre-réaction de température et de volume dus à la radiolyse (fig. 129). La réactivité injectée est limitée à 4 β_{eff} , afin de ne pas provoquer l'ébullition de la solution. Après un comportement oscillatoire, réactivité et contre-réactivité finissent par s'équilibrer pour donner un palier de puissance de l'ordre de quelques centaines de watts.

Le premier intérêt du réacteur SILENE est de permettre l'étude de la phénoménologie de l'accident de criticité en milieu liquide, dans ses modes « salve » et surtout « libre évolution ». Grâce à la souplesse qu'apporte le fonctionnement de SILENE, les physiciens ont pu :

- Caractériser les dynamiques possibles de l'accident, en fonction des réactivités accidentelles susceptibles d'être injectées ;
- caractériser le champ de rayonnement émis par l'accident, développer des moyens de détection (EDAC) et définir une méthodologie de mise en sécurité des personnes (zone d'évacuation) et des biens (arrêt de l'accident) ;
- caractériser le terme source d'émission de radioéléments (aérosols et gaz de fission).

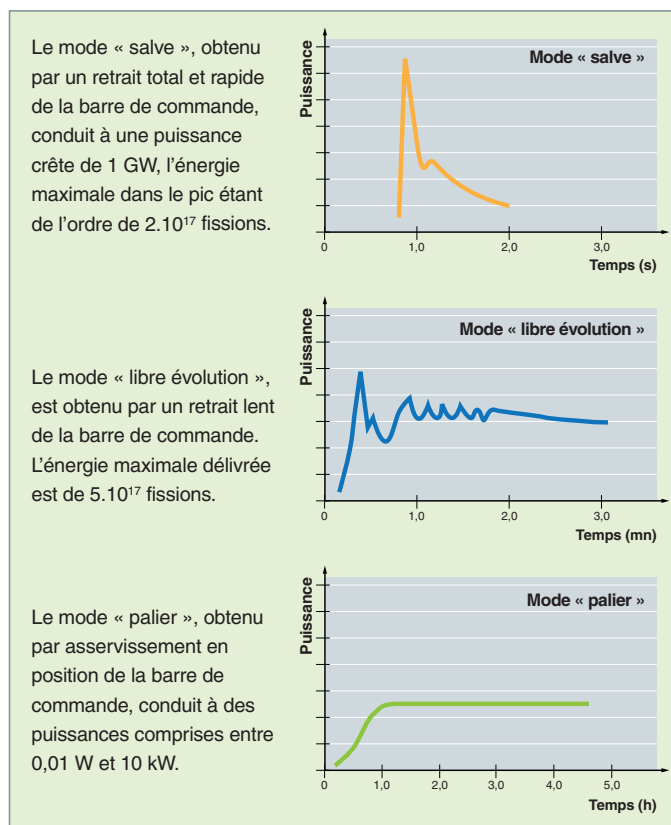


Fig. 128. Réacteur SILENE : illustration des trois modes de fonctionnement possibles.

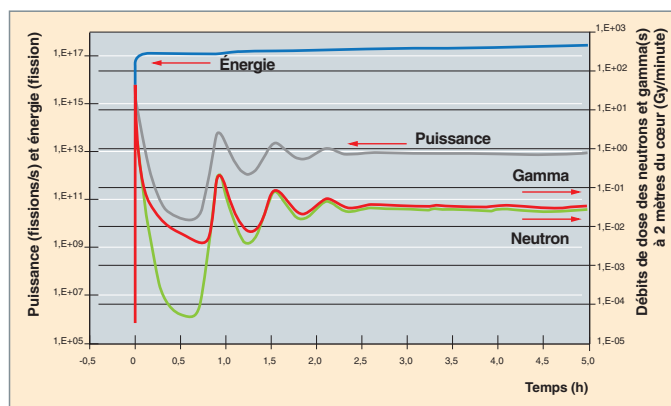


Fig. 129. Dose et débit de dose mesurés lors d'une expérience de dosimétrie sur SILENE, en mode « libre évolution ».

Un tel outil est unique. Il a permis de valider expérimentalement un certain nombre de codes de calcul d'accident de criticité (codes CHÂTEAU, CRITEX, POWDER...) Les expériences réalisées constituent des références pour la validation de ce type de codes.

Le second intérêt de SILENE et de ses différents écrans est d'être une source de rayonnements gamma et neutrons intense, continue ou pulsée, de **fluence*** et de rapport de

fluence n/g adaptable selon la demande. Les matériaux irradiés peuvent être de différente nature : biologique, électronique, matériaux nucléaires ou non nucléaires. Annuellement, un exercice d'inter-comparaison de radioprotection est réalisé autour de SILENE, et cet exercice est régulièrement étendu à la communauté internationale. En effet, il n'existe pas au monde de réacteur équivalent qui se prête à la réalisation de tels exercices impliquant des dizaines d'équipes internationales et mettant en œuvre l'irradiation simultanée de plusieurs centaines de dosimètres ou d'échantillons biologiques. De surcroît, la cavité centrale de SILENE permet de simuler des chauffages neutroniques intenses et transitoires sur des échantillons. C'est dans cette cavité qu'ont été réalisées des mesures d'équation d'état de combustible et des mesures du comportement mécanique des crayons REP placés en situation accidentelle (programme « *Reactivity Insertion Accident* » de l'IRSN).

Francis BARBRY

Expert AIEA

André CHABRE

Direction de l'énergie nucléaire

et Patrick FOULLAUD

Direction des applications militaires

► Bibliographie

BARBRY (F.), « *A Review of the SILENE Criticality Excursions Experiments* », Proceedings of the Topical Meeting on Physics and Methods in Criticality Safety, Nashville, Tennessee, September 19-23, 1993, American Nuclear Society, 1993.

BARBRY (F.) *et al.*, « *Review of the CRAC and SILENE Criticality Accident Studies* », Nucl. Sci. Eng., 161, p. 160-187, 2009.

MEDIONI (R.), DELAFIELD (H.J.), AEA Technology and IPSN Report HPS/TR/H/1(95) 1995 : « *An International Intercomparison of Criticality Accident Dosimetry Systems at the SILENE Reactor, Valduc* », Dijon, France, 7-18 June 1993.

VERREY (B.) *et al.*, « *SILENE Reactor: Irradiation Tool for International Exercise of Criticality Accident Dosimetry Systems* », 9th Symposium on Neutron Dosimetry 28/9-03/10, Delft, Netherlands, 2003.

Perspectives de recherches relatives aux situations accidentelles, avec le réacteur Jules Horowitz

Le réacteur Jules Horowitz (RJH) offre une gamme étendue de possibilités expérimentales, en termes de niveau de flux de neutrons, d'emplacements disponibles dans le cœur ou dans le réflecteur. De ce fait, et bien que les programmes expérimentaux relatifs aux situations accidentelles soient plus souvent réalisés en réacteur dédié, le RJH pourra mettre à profit cette flexibilité pour traiter de telles situations, en particulier les accidents de perte de refroidissement et ceux de surpuissance. Pour cela, l'installation s'appuiera sur les développements technologiques mis en œuvre pour la construction des dispositifs expérimentaux.

En ce qui concerne le pilotage de la puissance dans la charge expérimentale, celui-ci peut se faire en plaçant le dispositif d'irradiation sur un système à déplacement (SAD) implanté dans des canaux d'eau aménagés dans le réflecteur. Ce système permet de rapprocher ou d'éloigner le dispositif, par rapport au cœur, autorisant ainsi un ajustement précis et souple de la puissance, sans interférer de façon significative avec le réacteur lui-même. On peut également placer le dispositif dans une position fixe, mais le pilotage de la puissance se fait alors par le cœur lui-même, ce qui peut pénaliser les autres expérimentations menées en parallèle.

Les défauts de refroidissement

Pour la simulation des situations de défaut de refroidissement, le protocole expérimental consiste à simuler une élévation de température qui se fait, en général, en pilotant la puissance injectée dans le dispositif. Celle-ci permet de simuler de façon représentative un défaut de refroidissement à puissance nominale. Le dispositif est conçu avec une isolation thermique ajustée destinée à garantir la sûreté de l'expérience. Les cinétiques de montée en température sont, en général, assez lentes (de quelques dixièmes de degré à quelques degrés par seconde), ce qui reste compatible avec l'étude des transitoires de perte de réfrigérant primaire.

La conception du dispositif d'irradiation dépend fortement des objectifs, selon que l'on s'intéresse au comportement du combustible et de sa gaine, à différents niveaux de température et de puissance (pouvant aller jusqu'à la fusion), ou au relâchement des produits radioactifs (également, en fonction de la température ou de l'atmosphère environnant le combustible). De ces conditions découlent la conception du dispositif (structures, nature et épaisseur de l'isolant placé entre le combus-

tible et les parois externes), le nombre de crayons souhaitable et leur géométrie, l'homogénéité de puissance requise dans les différents crayons d'essai. Compte tenu des technologies déjà mises en œuvre pour ce type d'expérimentation, l'installation offre des capacités en cœur qui devraient être compatibles avec des faisceaux pouvant aller jusqu'à 7 crayons dans le cœur. Dans le réflecteur, des faisceaux d'environ 15 à 20 crayons sont envisageables. Des volumes d'essai plus importants nécessiteraient des études d'implantation plus détaillées qui pourraient aller jusqu'à des adaptations du réflecteur. Des ajustements neutroniques permettent d'avoir des distributions de puissance relativement homogènes, en mettant à profit la part de flux neutronique rapide qui existe à proximité du caisson du réacteur.

Pour ce qui est du circuit, celui-ci peut être un simple moyen de contrôle des conditions thermohydrauliques (débit de vapeur, pression) ou avoir une fonction expérimentale plus complexe, en transférant, par exemple, les produits de fission émis vers des dispositifs de mesure implantés dans les « casemates expérimentales ». Les charges au sol autorisées (6 t/m²) permettent la mise en place de blindage (protection biologique) autour des lignes et des instruments de mesure, ainsi qu'autour des réservoirs de collecte des fluides. La liaison entre le dispositif d'irradiation et les circuits aura un impact important sur l'installation. En effet, l'expérience pourra être compatible ou non avec la mise en œuvre du dispositif d'irradiation sur un système à déplacement. Dans ce cas, l'expérience pourra se dérouler simultanément avec d'autres expériences. Dans le cas d'une expérimentation en cœur, le fonctionnement de l'installation devra être temporairement dédié à l'expérimentation.

À titre d'exemple, nous pouvons mentionner le dispositif « LORELEI », en cours de conception. Il est destiné aux études de sûreté relatives aux « accidents de perte de réfrigérant primaire » dans les réacteurs à eau légère (APRP ou *Loss Of Coolant Accident*, en anglais).

Les domaines étudiés concernent les aspects « thermomécaniques » du crayon combustible et les conséquences radiologiques (évaluation du terme source) dans des situations accidentelles de ce type.

Il s'agit d'un dispositif qui sera implanté dans le réflecteur du RJH, sur un système à déplacement – pour ajuster le niveau de puissance dans le dispositif – (fig. 130, page suivante).

Il se composera d'un tube externe d'environ 80 à 90 mm de diamètre dans lequel sera implanté le crayon expérimental dont la longueur sera adaptée aux phénomènes étudiés (de 40 à 100 cm). Des isolants thermiques placés entre le crayon et le tube externe permettront d'amener l'échantillon au niveau de température représentatif de ce type d'accident, soit environ 1 200 °C. Les structures internes supporteront une instrumentation adaptée à ce type d'expérience (température, pression, mesure de déformation...). Le dispositif sera relié à un circuit « hors pile » dont les fonctions seront de contrôler la pression du système, d'injecter de l'eau ou du gaz et, enfin, de collecter les fluides provenant du dispositif.

Les situations de surpuissance

Dans le domaine des expérimentations relatives aux transitoires de puissance, il est observé que les systèmes à déplacement fournissent une capacité expérimentale intéressante pour les expériences dites « de rampes de puissance » : à titre d'exemple, les caractéristiques neutroniques du cœur et performances du SAD autorisent des rampes à 600 W.cm⁻¹.min⁻¹ pour des combustibles à 1 % U 235 (équivalant aux forts taux de combustion).

En revanche, le RJH n'est pas dimensionné pour couvrir le domaine des accidents de réactivité (RIA), avec des pics de puissance s'étalant sur quelques dizaines de millisecondes. Le réacteur CABRI est mieux adapté pour ce type de simulation. On peut cependant mettre à profit le fort flux de neutrons présent dans le cœur pour étudier analytiquement certains mécanismes associés aux transitoires thermiques rapides, sans, toutefois, atteindre des conditions représentatives du RIA. Pour ce faire, on pourrait, par exemple, concevoir un dispositif contenant des capsules chargées d'échantillons de combustible qui traverseraient la zone de flux, selon une cinétique courte et précise. Cette technique permettrait d'atteindre des cinétiques d'échauffements de quelques centaines de degrés par seconde dans le combustible.

En conclusion, le RJH permettra, bien que ce ne soit pas là sa mission première, l'approfondissement des études sur l'accident de perte de réfrigérant primaire entreprises dans PHÉBUS et sera complémentaire des études menées sur CABRI, en ce qui concerne les transitoires rapides.

Christian GONNIER

Département d'étude des réacteurs

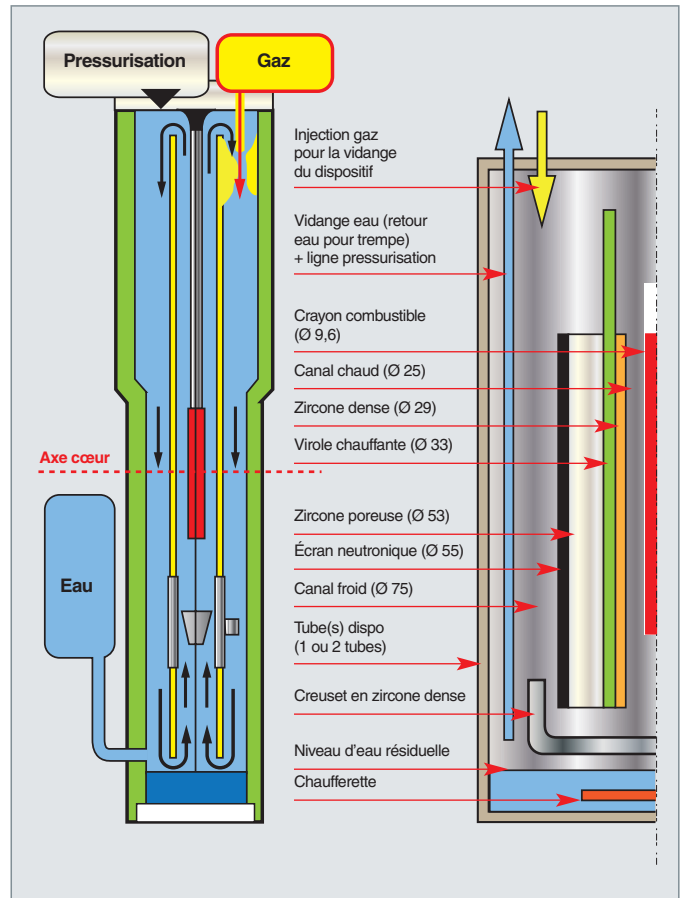


Fig.130. Schéma de principe du dispositif expérimental LORELEI, pour l'étude des accidents APRP. Un tronçon de crayon combustible est placé dans le réflecteur du RJH, dans des conditions représentatives d'un combustible de réacteur à eau, puis soumis à un scénario d'accident de perte de réfrigération primaire. Le crayon est dénuyé, ce qui conduit à sa dégradation. Le dispositif LORELEI permet l'analyse du comportement du crayon et des produits de fission libérés lors de cette séquence accidentelle.

Le panorama mondial des réacteurs expérimentaux

Les réacteurs expérimentaux dans le monde

L'état du parc des réacteurs expérimentaux

Depuis le début des années 50, plus de 670 réacteurs expérimentaux de tous types ont été construits dans le monde et recensés. Aujourd'hui, 234 d'entre eux sont en activité dans 58 pays, les autres étant à l'arrêt définitif, démantelés ou en attente de démantèlement.

Les tableaux 13 et 14, ci-dessous, indiquent la répartition des réacteurs expérimentaux en activité, par continent, ainsi que les pays qui disposent des parcs de réacteurs expérimentaux en service les plus importants.

Tableau 13

Répartition des réacteurs expérimentaux en service, par continent	
Continent	Nombre de réacteurs expérimentaux en service
Europe (Fédération de Russie incluse)	100
Amérique	66
Asie/Océanie	59
Afrique	9

Tableau 14

Pays disposant des plus importants parcs de réacteurs expérimentaux en service	
Pays	Nombre de réacteurs expérimentaux en service
Fédération de Russie	48
États-Unis	41
Chine	15
Japon	13
France	11
Allemagne	10

Ces constructions ont été réalisées par vagues successives, la première vague, qui va des années 50 aux années 70, étant le fait des pays industrialisés du monde occidental et des pays du bloc communiste qui plaçaient de grandes espérances dans les perspectives des applications civiles de l'énergie nucléaire et, pour une très large part, sous l'impulsion des États-Unis et de l'Union soviétique, qui bénéficiaient de leur expérience acquise avec les développements de l'énergie nucléaire destinés aux applications militaires.

Cette première période de très forte expansion a vu la construction de réacteurs expérimentaux de tous types ; en effet, tout était alors à développer et à qualifier : la physique nucléaire, la neutronique, les filières de réacteurs électrogènes, les combustibles... À partir des années 70, le rythme de réalisation des réacteurs expérimentaux s'est fortement ralenti, les grands choix des filières de réacteurs électrogènes étant faits, et les capacités des réacteurs expérimentaux en irradiations technologiques, formation, etc., étant arrivées à un niveau suffisant, par rapport à la demande.

La seconde vague, moins forte et qui va des années 70 aux années 90, a concerné plus particulièrement les grands pays en voie de développement de l'époque, en Asie et dans le Pacifique, notamment le Japon, la Chine, la Corée du Sud, l'Inde, qui se lançaient, à leur tour, dans le développement de l'énergie nucléaire.

La figure 131 (page suivante) montre l'évolution du nombre de réacteurs expérimentaux dans le temps, avec la montée rapide, dans les années 50-70, qui culmine à 367 réacteurs en activité, vers 1975, la descente relativement rapide dans les décennies suivantes, en partie compensée par la mise en service de réacteurs expérimentaux dans les pays en voie de développement et par celle de réacteurs spécialisés (pour l'étude de la matière, les essais en situations accidentelles...), puis la stabilisation actuelle. Il est à noter que seulement quelque 30 % des réacteurs expérimentaux ont une puissance supérieure à 1 MW.th et que seulement environ 10 % d'entre eux ont une puissance supérieure à 25 MW.th.

Comme nous l'avons déjà indiqué, les réacteurs expérimentaux sont des outils souvent consacrés à plusieurs types d'activités. Sur les 234 réacteurs en service :

- Plus de 50 % d'entre eux correspondent à des réacteurs d'irradiation technologique et polyvalents (produisant, en outre, des radio-isotopes, disposant de faisceaux de neutrons sortis pour la recherche...) ;
- environ 20 % d'entre eux sont du type maquette critique de très faible puissance ;
- environ 13 % d'entre eux sont des petits réacteurs essentiellement dévolus à la formation et à l'entraînement.

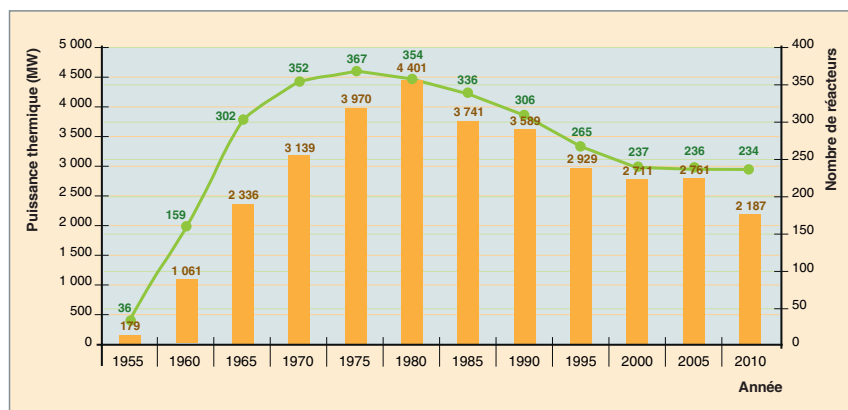


Fig. 131. Évolution du nombre de réacteurs expérimentaux en service, recensés dans le monde.

Les figures suivantes, 132 et 133, montrent la situation actuelle des principaux réacteurs d'irradiation technologique qui contribuent fortement au développement et à l'utilisation des réacteurs électrogènes [1].

La figure 134 (p. 138) donne l'état des principaux réacteurs utilisés comme sources de neutrons pour la recherche fondamentale.

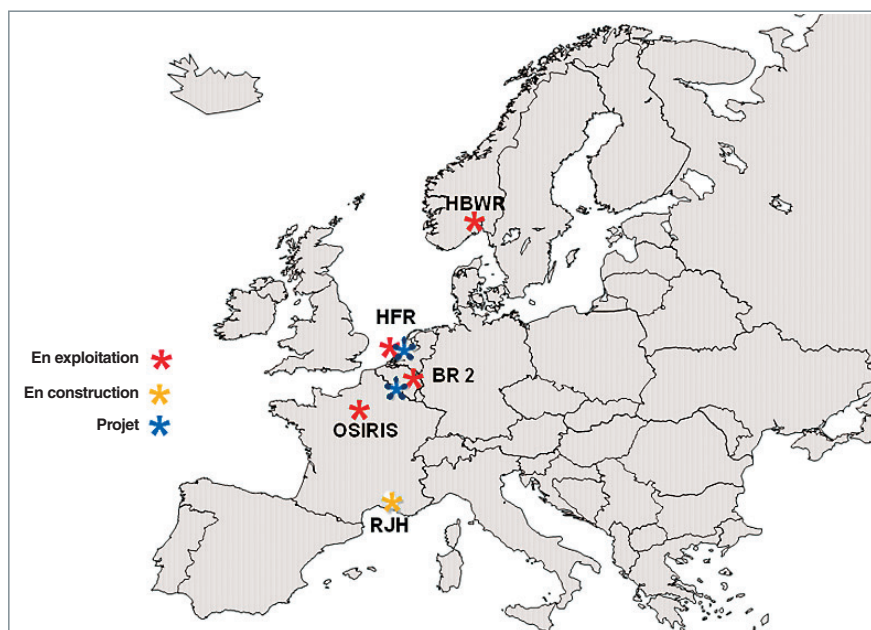


Tableau 15

Principaux réacteurs d'irradiations technologiques en Europe de l'Ouest

Pays	Situation	Réacteur	Divergence	Puissance
France (Saclay)	En exploitation	OSIRIS	1966	70 MW
France (Cadarache)	En construction	RJH ¹	2016	100 MW
Belgique (Mol)	En exploitation	BR2	1961	100 MW
Belgique (Mol)	Projet	MYRRHA ²	2022/2023	50/80 MW
Pays-Bas (Petten)	En exploitation	HFR	1961	45 MW
Pays-Bas (Petten)	Projet	PALLAS ³	2017/2018	30-80 MW
Norvège (Halden)	En exploitation	HBWR	1959	25 MW

1. Destiné à prendre la suite d'OSIRIS
2. Destiné à prendre la suite de BR2
3. Destiné à prendre la suite du HFR

Fig. 132. Principaux réacteurs d'irradiation technologique en Europe.
(En gras : réacteurs en exploitation.)

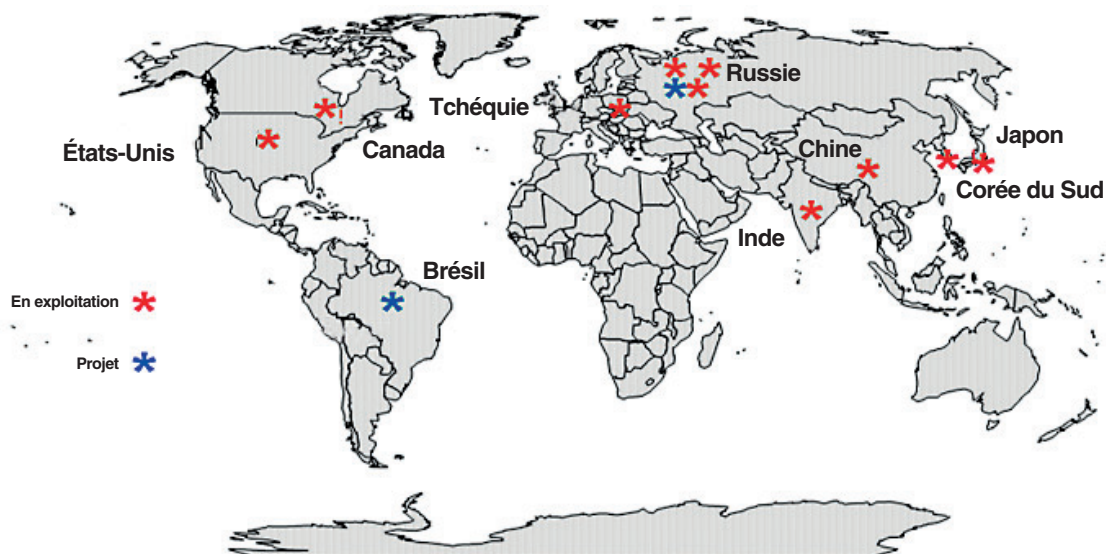


Tableau 16

Principaux réacteurs d'irradiations technologiques dans le monde, hors Europe de l'Ouest

Pays	Situation	Réacteur	Divergence	Puissance
EUROPE DE L'EST				
Russie (Dimitrovgrad)	En exploitation	SM-3	1961	100 MW
Russie (Dimitrovgrad)	En exploitation	MIR	1966	100 MW
Russie (Dimitrovgrad)	En exploitation	BOR-60	1969	60 MW
Russie (Dimitrovgrad)	Projet	MBIR ¹	2019	150 MW
Tchéquie (Rez)	En exploitation	LVR-15	1957	10 MW
AMERIQUE				
États-Unis (Idaho)	En exploitation	ATR	1967	250 MW
Canada (Chalk-River)	En exploitation	NRU	1957	135 MW
Brésil (Iperó)	Projet	RMB	Non précisée	30 MW
ASIE				
Chine (Omei)	En exploitation	HFETR	1979	125 MW
Japon (Oarai)	En exploitation	JMTR	1968	50 MW
Corée du Sud (Daejeong)	En exploitation	HANARO	1995	30 MW
Inde (Bombay)	En exploitation	DHRUVA	1985	100 MW

1. Destiné à prendre la suite du BOR-60.

Fig. 133. Principaux réacteurs d'irradiation technologique, hors Europe de l'Ouest.
(En gras : réacteurs en exploitation.)



Tableau 17

Principaux réacteurs expérimentaux utilisés comme sources de neutrons intenses pour la recherche				
Pays	Situation	Réacteur	Divergence	Puissance
EUROPE				
France (Saclay)	En exploitation	ORPHÉE	1980	14MW
France (Grenoble)	En exploitation	RHF	1971	57 MW
Allemagne (Garching)	En exploitation	FRM-II	2001	20 MW
Allemagne (Berlin)	En exploitation	BER-II	1973	10 MW
Russie (Moscou)	En exploitation	IRT	1967	2,5 MW
Russie (Sverdlovsk)	En exploitation	IVV-2M	1966	15 MW
Russie (Saint-Petersbourg)	En mise en service	PIK	2011	100 MW
AMERIQUE				
États-Unis (Gaithersburg)	En exploitation	NBSR	1967	20 MW
États-Unis (Oak-Ridge)	En exploitation	HFIR	1965	85 MW
ASIE-OCÉANIE				
Chine (Beijing)	En exploitation	CARR	2010	60 MW
Inde (Bombay)	En exploitation	DHRUVA	1985	100 MW
Australie (Lucas-Heights)	En exploitation	OPAL	2006	20 MW

Fig. 134. Principaux réacteurs expérimentaux utilisés comme sources de neutrons intenses pour la recherche fondamentale (en gras : réacteurs en exploitation).

Les caractéristiques et problèmes du parc des réacteurs expérimentaux

Le vieillissement du parc et sa sous-utilisation

Beaucoup de réacteurs expérimentaux sont aujourd'hui vieillissants : 70 % des réacteurs expérimentaux en service dans le monde ont plus de 30 ans, et 50 % plus de 40 ans [2].

Ce vieillissement touche tout particulièrement les réacteurs expérimentaux de la « première vague » construits en Amérique et en Europe, et notamment les réacteurs d'irradiation technologique présentés en figures 132 et 133, qui ont tous entre quarante et cinquante ans d'exploitation, aujourd'hui.

Pour ces réacteurs, la question de la poursuite de leur exploitation ou de leur arrêt, avec ou sans la construction d'un réacteur de remplacement, se pose, en fonction :

- De l'utilisation de l'énergie nucléaire et de ses perspectives dans le pays considéré, des besoins en résultant ;
- de l'incidence de leur mise à niveau, compte tenu des exigences de sûreté et des exigences réglementaires à mettre en œuvre ;
- de leur environnement, qui souvent évolue au fil des décennies ;
- des financements mobilisables ;
- de l'existence ou non de réacteurs de même capacités dans la région, sur le continent considéré, et plus généralement dans le monde.

À cet état de fait, s'ajoute, notamment pour les réacteurs expérimentaux de petite puissance, une sous-utilisation croissante mise en évidence par les enquêtes menées par l'AIEA qui évalue, pour 50 % des réacteurs expérimentaux en service, leur activité annuelle inférieure à quatre semaines conventionnelles d'exploitation (7 jours de 24 heures) à puissance nominale.

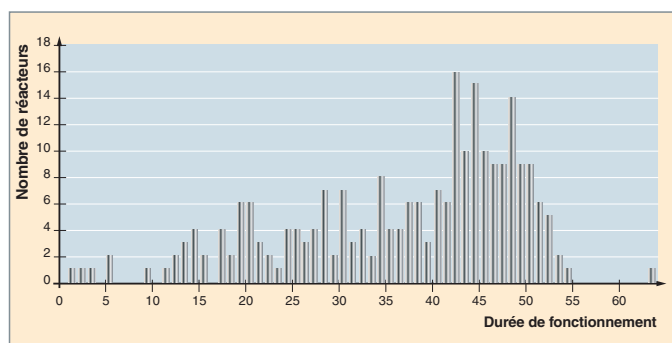


Fig. 135. Âge des réacteurs expérimentaux en service dans le monde.

De ce fait, les projections faites par l'AIEA conduiraient du nombre de 234 réacteurs expérimentaux actuellement en service à celui de 100 à 150 réacteurs expérimentaux, à l'horizon 2020.

La politique de non-prolifération et ses conséquences sur le combustible des réacteurs expérimentaux

Comme nous l'avons vu, les décennies cinquante et soixante ont constitué une époque d'expansion exceptionnelle pour les réacteurs expérimentaux. En Occident, ce mouvement s'est inscrit dans le cadre de la politique « *Atoms for Peace* » lancée par les États-Unis. Une démarche parallèle s'est développée dans l'ensemble des pays du « bloc communiste », sous l'impulsion de l'URSS. De part et d'autre, les États-Unis et l'URSS ont fourni, pour faire fonctionner ces réacteurs, des quantités notables d'uranium enrichi, et notamment de l'uranium hautement enrichi (UHE) pouvant aller jusqu'à un enrichissement de 93 % en U 235, ce dernier permettant d'obtenir, dans les meilleures conditions, les flux neutroniques importants, caractéristique essentielle des réacteurs expérimentaux. Avec l'accroissement rapide du nombre de réacteurs expérimentaux, il est vite apparu que l'utilisation de cet UHE, même s'il s'agissait de développements scientifiques et technologiques, entraînait des risques inévitables de **prolifération***, consécutifs à des détournements d'emploi ou de vol de cet UHE.

Aussi, en 1978, les États-Unis lancent-ils le programme RERTR (*Reduced Enrichment for Research and Test Reactors*) pour réduire l'utilisation de l'UHE dans les réacteurs expérimentaux, en développant des combustibles permettant de « convertir » ces réacteurs à l'utilisation d'uranium dit « faiblement enrichi » (UFE), estimé « non proliférant ». Le pourcentage d'enrichissement en U 235 de l'UFE « non proliférant » a été fixé, au maximum, à 20 %, à l'époque, par les États-Unis, en tenant compte à la fois du risque de détournement ou de vol de l'UHE non irradié proprement dit et du risque provenant de la production de plutonium, lors de l'irradiation des combustibles [3].

Cette initiative, qui concernait initialement les réacteurs approvisionnés en uranium enrichi par les États-Unis, a été étendue, au début des années 90, en collaboration avec la Russie, aux pays approvisionnés en uranium enrichi par cette dernière.

Enfin, en 2004, cette initiative a été renforcée et intégrée dans une initiative plus large, le GTRI (*Global Threat Reduction Initiative*), sous la houlette des USA, de la Fédération de Russie et de l'AIEA [4]. Le GTRI regroupe 130 pays et concerne :

- La conversion à l'UFE des combustibles des réacteurs expérimentaux utilisant de l'UHE, ainsi que celle des cibles d'uranium utilisées dans ces réacteurs pour produire le radio-iso-

tope Mo 99 à des fins médicales (voir, *supra*, p. 9-31, le chapitre intitulé « À quoi servent les réacteurs expérimentaux ?... », ainsi que l'encadré sur « la production de radio-nucléides artificiels », p. 24-26) ;

- la suppression ou l'évacuation vers des sites sûrs des matières nucléaires et radiologiques susceptibles d'être utilisées pour réaliser des armes nucléaires ;
- la protection des sites contenant des matières nucléaires et radiologiques susceptibles d'être utilisées pour la réalisation d'armes nucléaires.

Aujourd'hui, après trente ans d'efforts, le bilan du GTRI, en ce qui concerne la « conversion » des réacteurs expérimentaux utilisant de l'UHE, est le suivant :

- 67 d'entre eux ont été convertis ou arrêtés ;
- 35 d'entre eux sont en cours, ou en attente de conversion, celle-ci étant possible avec les combustibles standards actuels, couramment mis en œuvre dans les réacteurs expérimentaux ;
- 27 réacteurs à haut niveau de performances attendent le développement et la qualification (en cours) d'un combustible utilisant de l'UFE mais à forte densité en uranium pour pouvoir être convertis dans des conditions de performances et de coûts satisfaisants (voir au chapitre intitulé « le réacteur Jules Horowitz », p.95-96, l'encadré sur les développements de combustibles pour les réacteurs expérimentaux).

L'objectif annoncé par le GTRI est d'aboutir à la finalisation de ces activités de conversion, à l'horizon 2020.

- Enfin, 78 réacteurs sont jugés « non convertibles », en raison de leurs activités liées à la Défense nationale ou de leurs conceptions particulières.

Ce mouvement de « conversion à l'UFE » touche fortement les réacteurs expérimentaux, et notamment beaucoup de réacteurs de petite puissance pour lesquels les instituts et organismes propriétaires n'ont pas toujours les moyens techniques et financiers d'assurer la conversion, malgré l'appui des grandes puissances, essentiellement les États-Unis et la Fédération de Russie, ainsi que celui de l'AIEA.

Il concerne également les réacteurs très performants en attente de la qualification et de l'industrialisation du combustible UFE à forte densité, lancée en 1995, qui demande des efforts de développement et des investissements non négligeables et dont la réussite dépendra, à la fois, de sa capacité à satisfaire les performances attendues et de son coût de mise en œuvre, qui devra être comparable à celui des combustibles actuels.

Le devenir des combustibles usés des réacteurs expérimentaux

Les combustibles des réacteurs expérimentaux sont, pour une grande partie d'entre eux, constitués de poudre d'uranium de type UAl ou U_3Si_2 , et pour ce dernier type, non retraitables, après irradiation, dans les conditions industrielles d'aujourd'hui.

Les exploitants de réacteurs expérimentaux ont, cependant, la possibilité de retourner leurs combustibles usés aux États-Unis et en Fédération de Russie, lorsque ces pays leur ont fourni l'uranium enrichi correspondant. Cette possibilité est très importante pour les exploitants des réacteurs expérimentaux situés dans des pays ne disposant pas d'installations nucléaires industrielles ; elle leur évite, notamment, la prise en charge des déchets ultimes à longue durée de vie contenus dans les combustibles usés ; aussi l'utilisent-ils largement, les coûts de prise en charge des combustibles usés tenant compte de leurs capacités financières.

Pour les réacteurs implantés dans les pays disposant d'installations nucléaires industrielles, leurs exploitants font également appel à cette possibilité ou adaptent des dispositions spécifiques telles que le traitement des combustibles usés, lorsque celui-ci est possible, comme cela est fait en France, ou l'entreposage de longue durée.

À terme, le devenir des combustibles usés des réacteurs expérimentaux va beaucoup dépendre :

- Pour les réacteurs expérimentaux situés dans les pays ne possédant pas d'infrastructures nucléaires industrielles, du maintien ou non par les États-Unis et la Fédération de Russie de leur politique de retour des combustibles usés, ou des dispositions de substitution envisagées dans un cadre international, notamment un entreposage / stockage commun dans un pays l'acceptant ;
- de l'aboutissement du développement et de la mise en œuvre du nouveau combustible de type UMo, en cours de qualification, et qui est retraitable. Toutefois, pour les petits réacteurs et les réacteurs situés dans des pays à faibles capacités financières, la prise en charge du coût de retraitement des combustibles usés peut constituer une condition réhibitoire.

Quel futur pour les réacteurs expérimentaux ?...

Le besoin en énergie et les perspectives du parc électronucléaire mondial

Après un coup d'arrêt dû à l'accident de Tchernobyl, le nucléaire a redémarré dans le monde, du fait des besoins croissants en énergie de la planète et de l'épuisement des

hydrocarbures. D'autres facteurs interviennent aussi en faveur du nucléaire : le nucléaire produit un KWh économiquement compétitif, sans production de gaz à effet de serre. L'accident de Fukushima ralentira peut-être le développement de l'énergie nucléaire en Occident et au Japon, mais ne devrait pas avoir d'impact déterminant sur le développement de l'énergie nucléaire dans le reste du monde, en particulier dans les pays émergents, Chine, Inde, Brésil. Nous pouvons citer également, sans que cette liste soit exhaustive, les nombreux autres pays qui ont déclaré leur intention de recourir à l'énergie nucléaire : au Moyen-Orient, les Émirats arabes unis (deux réacteurs commandés), l'Arabie saoudite, la Jordanie, l'Égypte, la Turquie ; en Asie, le Vietnam, la Thaïlande, l'Indonésie ; en Afrique, le Maroc, la Tunisie ; en Europe, la Pologne, les pays baltes (Estonie, Lettonie et Lituanie).

Pour répondre à ces besoins, l'évolution des réacteurs électrogènes se déroule dans la perspective de deux démarches successives :

- Une démarche s'inscrivant dans la continuité et consistant à poursuivre la valorisation des technologies connues et éprouvées des derniers réacteurs mis en service, en améliorant de façon significative leur niveau de sûreté, leur compétitivité économique, et en les inscrivant dans une démarche de développement durable (notamment avec la minimisation des déchets produits). Ces réacteurs évolutionnaires, dits « de troisième génération » (voir, en figure 136, les quatre générations définies pour les réacteurs électrogènes) sont destinés à couvrir la demande des trente à quarante prochaines années. En France, le représentant de cette nouvelle génération est l'EPR (*European Pressurized water Reactor*) ;
- à plus long terme, une rupture technologique est en préparation avec les réacteurs à neutrons rapides, qui devraient permettre :
 - de renforcer le caractère durable de l'énergie nucléaire, en utilisant toute l'énergie potentielle contenue dans l'uranium, c'est-à-dire l'énergie de fission, non seulement de l'isotope U 235, comme c'est le cas dans la plupart des réacteurs actuels, mais également de l'isotope U 238, bien plus abondant, ce qui multiplie par un facteur 50 à 100 les capacités de production d'énergie pour une masse d'uranium donnée !...
 - de réduire fortement les déchets ultimes produits en volume, durée de vie et toxicité ;
 - d'étendre les domaines d'application de l'énergie nucléaire pour l'adapter au mieux aux besoins (production de chaleur, d'hydrogène...) ;

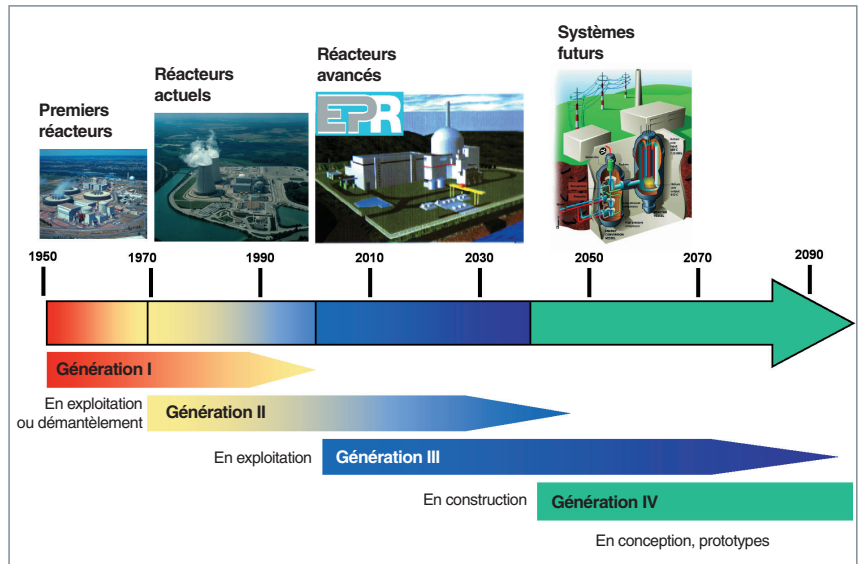


Fig. 136. Les quatre générations de réacteurs électrogènes.

- par ailleurs, un mouvement se dessine pour la mise en œuvre de réacteurs de petite puissance (de 300 MW électriques à quelques dizaines de MWe) et de moyenne puissance (de 600 à 300 MWe) pour répondre à des besoins énergétiques locaux et diversifiés. Les projets sont très nombreux ; ils font souvent appel à des concepts novateurs pour pouvoir être à la fois extrêmement sûrs, relativement simples d'exploitation et compétitifs dans leur contexte d'utilisation.

Les perspectives d'évolution des réacteurs expérimentaux

Le tableau des perspectives pour l'électronucléaire, dressé au paragraphe précédent, montre que le besoin en réacteurs expérimentaux de tous types existe :

- Pour continuer à améliorer l'exploitation, la sûreté et les performances des réacteurs électrogènes en service, dont le nombre est en croissance ;
- pour participer aux développements conséquents associés aux systèmes nucléaires du futur envisagés, notamment avec les réacteurs d'irradiation technologique et d'essais de sûreté ;
- pour accompagner l'accession à l'électronucléaire des nombreux pays « primo-accédants », notamment avec des réacteurs de formation et de production de radioéléments.

Face à ces besoins, la situation des réacteurs expérimentaux se présente de la façon suivante :

- Les réacteurs expérimentaux, compte tenu de leur simplicité et de leur faible puissance pour beaucoup d'entre eux, peuvent avoir une longue durée de vie allant jusqu'à cinquante

ans et au-delà. Toutefois, le parc mondial de ces réacteurs est, pour une large part, fortement vieillissant, et les constructions de nouvelles unités, au rythme actuel (huit réacteurs en construction, à ce jour) ne compenseront pas longtemps les mises en arrêt d'exploitation ;

- beaucoup de petits réacteurs expérimentaux sont sous-utilisés, alors que, *a contrario*, plusieurs pays « primo-accédants » associent à leur perspectives d'utilisation de réacteurs électronucléaires celle de l'acquisition de réacteurs expérimentaux. C'est le cas, notamment, de la Jordanie, qui a commandé récemment un réacteur expérimental, de la Tunisie, de Singapour, de l'Azerbaïdjan..., d'où l'idée de regrouper les efforts autour de quelques réacteurs expérimentaux partagés à l'échelle régionale. L'AIEA réunit, à cet effet, les pays possesseurs de réacteurs expérimentaux, ainsi que ceux intéressés par les activités de ces derniers. Quatre groupes sont en activité ; plusieurs autres sont en préparation, notamment pour les zones « pays méditerranéens » et « Asie-Pacifique » ;
- en ce qui concerne les réacteurs expérimentaux de forte puissance destinés aux irradiations technologiques et aux essais de sûreté :
 - il existe de nombreuses instances de concertation : l'AIEA, l'agence de l'énergie nucléaire de l'OCDE, les initiatives comme le GIF, qui se soucient de la disponibilité, dans le cadre d'une utilisation partagée, des réacteurs expérimentaux nécessaires aux développements de ses projets ;
 - l'Europe a intégré les installations expérimentales dans son plan stratégique concernant les technologies pour l'énergie (*Strategic Energy Technology Plan of the European Union* [SET Plan]). Plusieurs initiatives, décrites ci après, ont été prises pour aboutir à une politique cohérente, en la matière.

L'émergence d'une politique européenne, en matière de réacteurs de recherche

En 2001, la Commission à l'énergie atomique européenne s'est inquiétée des capacités européennes en matière de réacteurs d'irradiations technologiques, ces derniers constituant un support absolument déterminant dans le développement des combustibles et matériaux des réacteurs électrogènes, et a lancé le programme FEUNMARR (*Futur European Union Needs in Material Research Reactors*), rassemblant les instituts de recherche européens les plus représentatifs et destiné à examiner les besoins correspondants aux échéances 2020 (réacteurs de Génération III) et 2040 (réacteurs de Génération IV). Ce programme a conclu, en 2003, à la nécessité de disposer au minimum d'un nouveau réacteur d'irradiations technologiques en Europe, dans la décade 2010-2020, qui puisse succéder aux réacteurs actuellement en service, en tant que plateforme européenne à rayonnement international (c'est le réacteur Jules Horowitz, dont la construction a été lancée par le CEA à Cadarache, qui devrait, à l'horizon 2016, répondre pour une large part à ce besoin (voir les cha-

pitres « Le réacteur Jules Horowitz », *supra*, p. 95-100, et « Perspectives de recherches relatives aux situations accidentelles, avec le réacteur Jules Horowitz », *supra*, p. 131-132, pour la description du RJH et de ses programmes expérimentaux).

Pour répondre à un besoin d'organisation plus général, et ce, dans le contexte d'une vision globale partagée, la Commission européenne a mis en place, dans le cadre de l'espace européen de recherche (ERA), un plan de développement stratégique concernant l'énergie, approuvé par les états membres et incluant l'énergie nucléaire : l'*European Strategic Energy Technology Plan* (SET-Plan) et, en 2007, un organisme de prévision et de coordination pour les études et développements du nucléaire, le SNETP (*Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*) destiné à examiner, au niveau européen, les besoins en développement des réacteurs à fission, à définir les axes de recherche correspondants, à organiser leur déploiement, à déterminer et à promouvoir la réalisation des infrastructures et installations d'essais nécessaires pour mener les différents programmes de recherche. La réalisation proprement dite de développements et réalisations issus des travaux de cet organisme se fait au travers d'initiatives lancées de concert avec les industriels concernés.

Ainsi, le SNETP comprend aujourd'hui près de 80 organismes issus de 20 pays regroupant pratiquement tous les industriels européens, producteurs importants d'électricité, toutes les ingénieries nucléaires, tous les organismes de recherche nucléaire européens, de nombreuses universités et sociétés savantes européennes.

La figure 137 (page suivante) montre les objectifs visés par le SNETP pour les grandes installations à mettre en œuvre en Europe, dans le domaine des réacteurs expérimentaux, et plus particulièrement en ce qui concerne les réacteurs d'irradiations technologiques et les réacteurs « démonstrateurs » de concepts de filières nucléaires, à savoir :

- Le réacteur d'irradiations technologiques Jules Horowitz du CEA, en France, présenté en détail au chapitre « Le réacteur Jules Horowitz » (*supra*, p. 95-100), réacteur de type « piscine » de 100 MW/h, en cours de construction à Cadarache, dans le cadre d'un consortium international, et dont la mise en exploitation est prévue à l'horizon 2016 (fig. 138, page suivante). Le réacteur et les installations associées constitueront, à ce terme, une plateforme d'irradiations technologiques de référence pour les besoins d'exploitation et de développement des réacteurs électrogènes de générations II, III et IV ;
- le projet de réacteur MYRRHA du SCK/SEN en Belgique ; il s'agit d'un réacteur de 100 MW/h de type **ADS*** (*Accelerator Driven System*), c'est-à-dire constitué d'un accélérateur de particule et d'une « cible », en l'occurrence en plomb-bismuth, produisant un intense faisceau de neutrons rapides

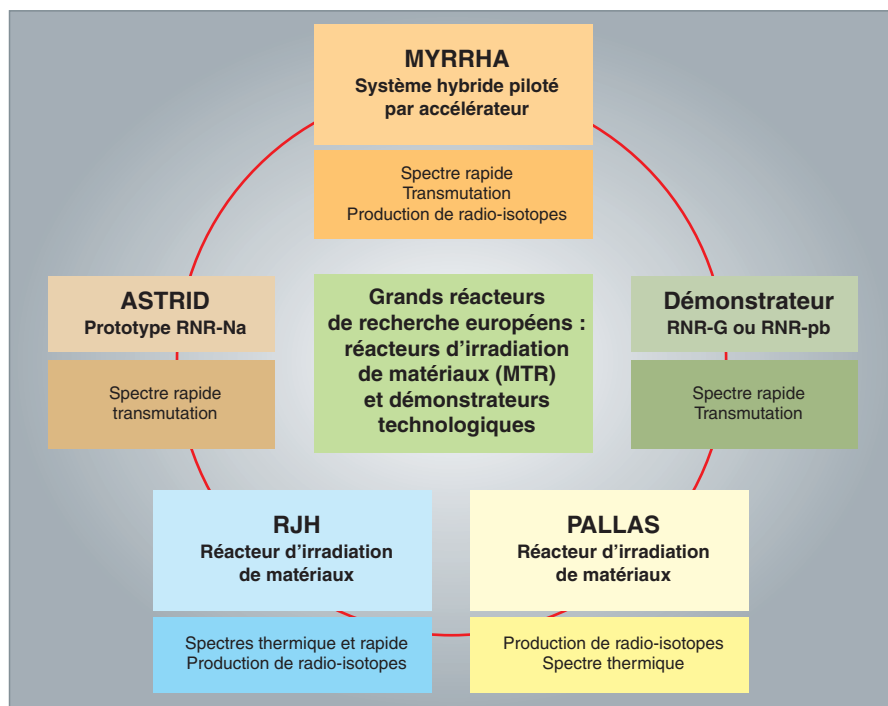


Fig. 137. Perspectives européennes envisagées par le SNETP pour les réacteurs expérimentaux de type réacteurs d'irradiation technologiques, démonstrateurs et prototypes.

par spallation (fig. 139, page suivante). L'objectif de ce réacteur est double : être, d'une part, le démonstrateur du fonctionnement d'un système ADS à une puissance représentative, ainsi que du concept de réacteur de quatrième génération de type réacteur à spectre de neutrons rapides

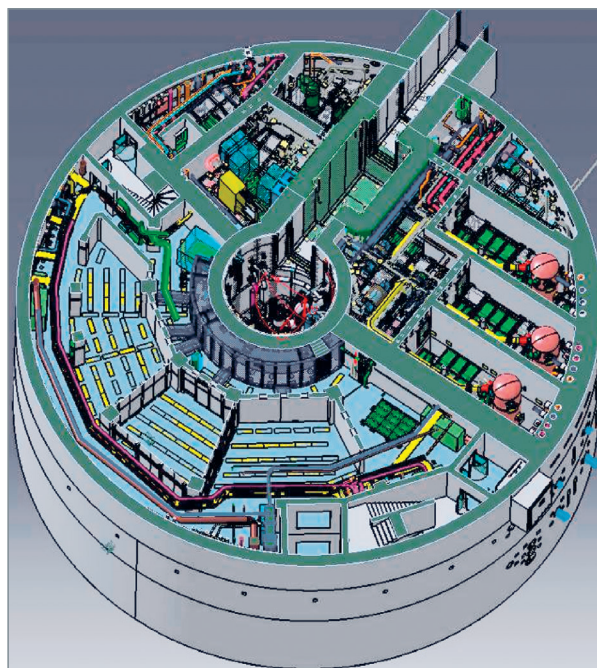


Fig. 138. Vue en éclaté du réacteur Jules Horowitz et des dispositifs expérimentaux associés.

au plomb-bismuth, technologie alternative aux réacteurs à spectre de neutrons rapides refroidis au sodium ; être, d'autre part, un réacteur d'irradiations technologiques performant, notamment pour les irradiations de matériaux, grâce à son fort flux en neutrons rapides ; le réacteur MYRRHA est en phase de conception ; sa réalisation, comme pour le RJH, devrait intervenir dans le cadre d'une large coopération internationale. La planification actuelle prévoit le démarrage de la phase de construction en 2016/2018, sur le site du SCK/SEN de Mol, pour une mise en service à l'horizon 2023/2024 ;

- le projet de réacteur PALLAS de NRG, aux Pays-Bas, réacteur expérimental de type piscine d'une puissance allant de 30 à 80 MW/h, destiné à la production intense de radioéléments pour les applications médicales, et notamment du Mo 99 indispensable, aujourd'hui, pour la réalisation d'un très grand nombre d'examens médicaux. PALLAS réalisera également des irradiations technologiques, en complément du RJH et du MYRRHA. Le réacteur PALLAS est actuellement en phase de définition et faisabilité ; il devrait donner lieu à un appel d'offres, pour une réalisation sur le site de Petten, au Pays-Bas, et une mise en service à l'horizon 2016/2018 ;

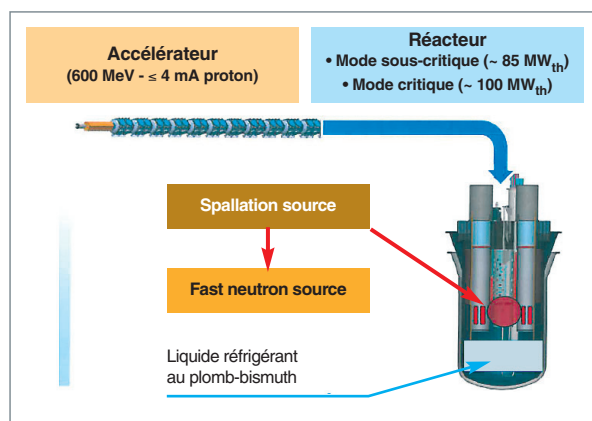


Fig. 139. Réacteur MYRRHA : réacteur d'irradiations technologiques et démonstrateur de concept de réacteurs de Génération IV à spectre rapide et au plomb-bismuth. Le réacteur est conçu pour fonctionner en ADS (il est alors en mode **sous-critique***), ou en mode de réacteur critique, sans l'accélérateur, lorsque l'on veut disposer des plus hauts flux de neutrons pour la réalisation de programmes d'irradiation.

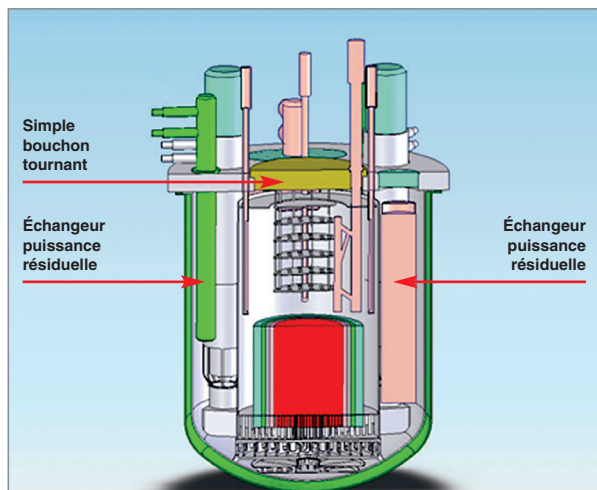


Fig. 140. Coupe du réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium ASTRID.

- le projet de réacteur ASTRID du CEA, en France, prototype du concept de réacteur de la filière de réacteurs rapides refroidis au sodium de Génération IV (fig. 140). Ce réacteur, d'une puissance envisagée comprise entre 250 à 600 MWe est en phase de conception préliminaire, pour une décision de poursuite du projet à prendre en 2012. Sa construction est envisagée sur le site CEA de Marcoule, en France, dans le cadre d'un partenariat avec divers industriels, avec une

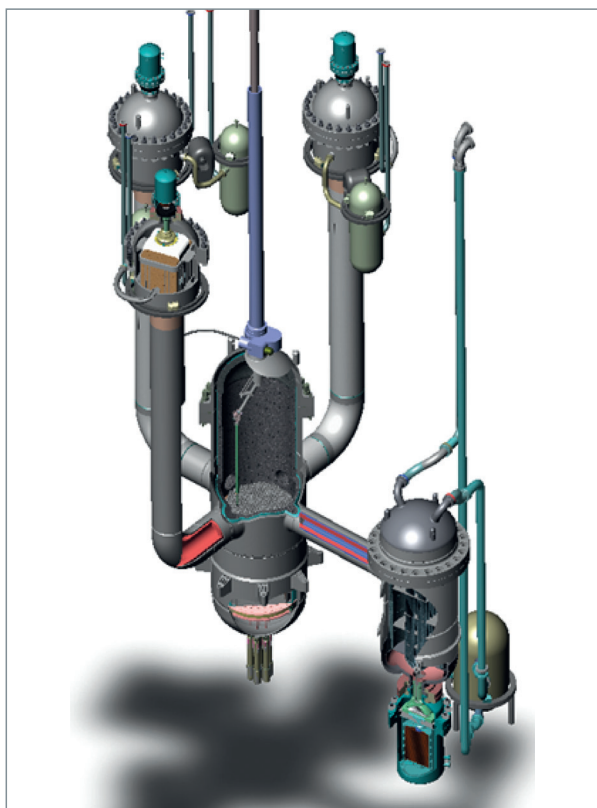


Fig. 141. Le prototype de réacteur rapide refroidi au gaz ALLEGRO.

mise en service à l'horizon 2020/2025. Le projet de réacteur ASTRID comporterait également la réalisation de l'installation de fabrication du combustible et de son traitement, de façon à constituer une démonstration complète du concept ;

- le projet de « réacteur-démonstrateur » du concept de réacteur rapide refroidi au gaz ou au plomb-bismuth de Génération IV, selon l'avancement de ces deux techniques, en alternative au réacteur de Génération IV refroidi au sodium. La version « gaz » de ce réacteur baptisé « ALLEGRO » a fait l'objet d'un début de conception au CEA (fig. 141). Si ce réacteur est retenu, il sera construit dans un cadre européen.

André CHABRE

Direction de l'énergie nucléaire

► Références

- [1] A. ALBERMAN, « Panorama des réacteurs expérimentaux dans le monde » CEA, RGN, mai-juin 2002.
- [2] « The IAEA Activities towards Enhanced Utilization, Sustainability and Applications of Research Reactors », RRFM 2010, March 22-25.
- [3] A. GLASER, « About the Enrichment Limit for Research Reactors: why 20% », 24th RERTR Meeting, 2005.
- [4] N. BUTLER, « Conversion of Research and Test Reactors », last performance, future plans, DOE/NNSA, 2007.

► Bibliographie

- IAEA Research Reactors database, March 2010.
- IAEA Research Reactors Purpose and Future, November 2010.
- DOE/NNSA-GTRI Office of global Threat Reduction, Strategic plan, January 2007.
- CEA Future European Union Needs in Material Research Reactors (FEUNMARR). Final Report (2003), May 2009.
- SNETP Strategic Research Agenda.

Conclusion

Les réacteurs expérimentaux ont été d'irremplaçables outils pour le développement de l'énergie nucléaire. Aujourd'hui, leur rôle est triple :

- Poursuivre le développement des centrales nucléaires actuelles et préparer les systèmes nucléaires du futur, et ce d'autant plus que l'on se projette dans une phase de rupture technologique ;
- produire des radioéléments pour la médecine ;
- contribuer aux moyens d'investigation scientifique pour l'étude de la matière.

En ce qui concerne l'énergie nucléaire

L'utilisation des réacteurs expérimentaux est essentielle pour réaliser :

- La sélection des concepts de réacteurs ;
- la validation et la qualification des solutions techniques retenues ;
- les évolutions et améliorations des réacteurs existants ;
- l'élaboration des lois de comportement des matériaux utilisés sous irradiation.

En effet, malgré la montée en puissance importante de la simulation, avec, notamment, l'utilisation massive de calculs de type Monte-Carlo, il demeure des domaines où l'expérimentation reste indispensable : le recalage des modèles, la validation de la description des phénomènes élémentaires et, bien sûr, la qualification des objets technologiques (réacteurs, composants, combustibles).

Par ailleurs, il existe un besoin permanent, accru avec l'arrivée des pays dits « primo-accédants » pour mettre en œuvre des réacteurs expérimentaux de petite et moyenne puissances destinés à acquérir une « culture nucléaire » : avec des activités d'enseignement, de formation, des expérimentations de base et des activités dérivées, telles que la production de radioéléments.

Il est de fait que la grande majorité des réacteurs expérimentaux construits dans la période de développement de l'énergie nucléaire des années 60-70 sont vieillissants, même si leur

conception simple, pour beaucoup d'entre eux, fait qu'ils ont bien vieilli et se sont adaptés à l'évolution des besoins.

Les questions de la consolidation ou du renouvellement de ces réacteurs se pose, en lien avec le développement de l'électronucléaire et des réacteurs expérimentaux, dans les pays en expansion en Asie, en Amérique du Sud, en Afrique et au Moyen-Orient, dans les pays « primo-accédants » qui développent ou envisagent de développer l'électronucléaire pour leurs besoins en énergie.

Ces consolidations, renouvellements et nouvelles implantations de réacteurs expérimentaux se placent dans un contexte de plus en plus international, pour des raisons de cohérence et d'économie générale, les activités de recherche, dans le domaine du nucléaire, étant, de plus en plus, organisées au travers de réseaux et de groupements dépassant largement les frontières nationales.

Dans ce contexte, les perspectives d'évolution se présentent de la façon suivante :

- Pour les réacteurs expérimentaux les plus performants, à savoir les réacteurs d'irradiations technologiques et les réacteurs d'essais de sûreté, qui ont tendance à devenir de plus en plus complexes et donc coûteux, et auxquels il faut associer des dispositifs expérimentaux sophistiqués, ainsi que des moyens d'expertise, la tendance est de faire appel à des consortiums régionaux ou internationaux, tant pour leur construction que pour leur exploitation et la réalisation des programmes (voir, *supra*, p. 135-144, le chapitre intitulé « Les réacteurs expérimentaux dans le monde », et plus précisément les paragraphes figurant sous le titre « Les perspectives d'évolution des réacteurs expérimentaux », p. 141 et 142 ;
- pour les réacteurs expérimentaux de petite et moyenne puissance destinés à l'enseignement, la formation, l'approche aux techniques nucléaires, une collaboration renforcée entre les réacteurs existants est engagée avec, vraisemblablement, une diminution de leur nombre global et une rationalisation des futures réalisations, dans ce domaine.

Ces perspectives traduisent des tendances générales qui sont, bien sûr, à moduler en fonction des capacités techniques et financières de chaque pays, de sa situation géographique et de sa propre politique.

La production de radioéléments à usage médical par les réacteurs expérimentaux

Les réacteurs expérimentaux sont actuellement au cœur d'une crise concernant les radioéléments médicaux, plus particulièrement le Molybdène 99, produit majoritairement dans les réacteurs expérimentaux de forte puissance, à partir de l'irradiation de cibles d'uranium hautement enrichi, et qui est, aujourd'hui, utilisé pour réaliser 80 % des diagnostics médicaux à partir de radioéléments (voir, *supra*, p. 25-26, l'encadré du chapitre intitulé « À quoi servent les réacteurs expérimentaux ? », sur l'utilisation des radionucléides artificiels dans le secteur médical). Cette crise, due à la coïncidence de plusieurs problèmes techniques survenus sur les réacteurs producteurs et provoquant des arrêts de longue durée, a montré la fragilité de la structure de production de ce radioélément.

La concertation menée au niveau international entre les instances médicales, les instituts de recherche et les industriels concernés a montré la nécessité de repartir sur des bases plus saines :

- Permettant de disposer d'un réseau de réacteurs capables de fournir le marché avec une redondance suffisante ;
- permettant de financer les institutions mettant en œuvre les réacteurs d'irradiation au vrai coût correspondant à de vrais services (en capacité de production, disponibilité, etc.), au lieu de traiter cette activité à la marge, comme c'est le cas jusqu'à présent.

Les réacteurs expérimentaux, sources intenses de neutrons pour la recherche

Ainsi que nous l'avons vu, au début de cette monographie (voir, *supra*, p. 9-30, le chapitre intitulé « À quoi servent les réacteurs expérimentaux... », et plus précisément l'encadré sur la diffusion et la diffraction des neutrons comme outil d'exploration de la matière, p. 19), l'investigation à l'aide de neutrons présente, pour la recherche fondamentale, des caractéristiques complémentaires très intéressantes, par rapport à l'utilisation d'autres rayonnements, du fait de la neutralité électrique et de la masse du neutron qui favorisent sa pénétration dans la matière et les échanges d'énergie avec les noyaux légers. Les applications portant, dans un premier temps, sur l'étude des structures cristallines de la matière concerne dorénavant, également, la matière molle, les systèmes complexes, les systèmes vivants...

Les neutrons sont essentiellement produits, aujourd'hui, par des réacteurs expérimentaux spécifiquement conçus pour cette activité, pour les plus performants d'entre-eux ; toutefois, il est actuellement fait appel, de plus en plus fréquemment, à

un autre procédé permettant de disposer de sources de neutrons intenses : il s'agit de la mise en œuvre de sources pulsées de neutrons obtenus par spallation. Ces systèmes permettent d'obtenir des sources de flux de neutrons intenses (jusqu'à dix fois celles obtenues en réacteur), mais pulsées. En Europe, outre l'existence de deux sources de neutrons par spallation déjà en exploitation, les sources ISIS en Grande-Bretagne, et SIN Q, en Suisse), le projet *European Spallation Source* (ESS), qui réunit 17 pays partenaires, est envisagé. Il devrait être construit à Lund, en Suède, et mis en service à l'horizon 2020 pour une pleine activité opérationnelle complète en 2020/2025.

En ce qui concerne les deux prochaines décennies (de 2010 à 2030), on considère que les réacteurs producteurs de sources de neutrons pour la recherche poursuivront leurs activités avec, en parallèle, la montée en puissance de sources de neutrons pulsées, les deux types de sources offrant un large spectre de performances et de domaines d'excellence complémentaires.

Les réacteurs expérimentaux sont-ils indispensables ?...

Même si leur grande période d'expansion est passée, ils restent irremplaçables aujourd'hui, en appui aux recherches dans le domaine de l'électronucléaire, où des développements sont encore nécessaires. Ils sont, par ailleurs, devenus des outils précieux, aussi bien en recherche fondamentale que pour leurs applications industrielles et médicales.

Comme le montrent les différents chapitres de cette monographie, la France dispose d'un ensemble cohérent de réacteurs expérimentaux, capable de répondre aux besoins de développements présents et futurs, à l'échelle de l'Europe. Les évolutions prévues et envisagées sont destinées à préserver ce potentiel, dans le cadre de collaborations et d'associations, comme c'est d'ores et déjà le cas pour le réacteur d'irradiations technologiques Jules Horowitz, dont la construction aujourd'hui, et l'exploitation, demain, se font dans une infrastructure européenne ouverte, à fort partenariat international.

André CHABRE

Direction de l'énergie nucléaire

Glossaire – index

Les mots signalés par le signe * ont fait l'objet d'une définition parue au *Journal officiel*, consultable sur le site <http://franceterme.culture.fr/FranceTerme/>.

AAS : spectroscopie d'absorption atomique. **27.**

Absorbant (neutronique)* : matière susceptible d'absorber des neutrons* par réaction de **capture*** neutronique. **51, 64, 79.**

Accident de réactivité : accident provoqué par une augmentation incontrôlée de la réactivité du cœur d'un réacteur nucléaire. **89, 99, 103, 117, 121, 122, 132.**

Actinides mineurs* : noyaux lourds formés dans un réacteur par **capture*** successive de **neutrons***, à partir des noyaux du combustible. Ces **isotopes*** sont, principalement, le neptunium (237), l'américium (241, 243) et le curium (243, 244, 245). **64, 81, 87-89.**

ADS* : acronyme de « *Accelerator Driven System* ». Voir **Système hybride***.

Amorphe : se dit d'un solide dont la structure cristalline est désordonnée. **111.**

APRP : accident de perte de réfrigérant primaire. Ce type d'accident est retenu comme dimensionnant pour la sûreté des réacteurs à eau, en raison des risques de rupture de combustible et de relâchement de radioactivité qu'il entraîne. **101, 115, 117, 121, 122, 131, 132.**

Assemblage combustible* (ou **assemblage***) : dans le cœur d'un réacteur à eau, les **crayons*** combustibles sont groupés en faisceaux dotés d'une bonne rigidité et positionnés avec précision dans le cœur du réacteur. C'est l'ensemble de cette structure, regroupant entre une et quelques centaines de crayons et chargée d'un seul tenant dans le réacteur, qui est appelée « assemblage combustible ». **9, 11, 47, 51, 53, 55-57, 59-62, 65, 66, 71, 78, 97, 116, 117, 119, 123, 124.**

Barre de commande* (ou **grappe de commande***) : barre ou ensemble de tiges solidaires mobiles contenant une matière absorbant les neutrons (bore, cadmium...) et qui, suivant sa position dans le cœur d'un réacteur nucléaire, influe sur sa **réactivité***. **15, 115-118, 120, 125, 129.**

Barrière de confinement* : dispositif capable d'empêcher ou de limiter la dispersion des matières radioactives. **148.**

Bêta : fraction de **neutrons retardés***. **26, 138.**

BORAX : accident de réactivité* causé par l'éjection d'une **barre de commande*** dans un réacteur expérimental de type piscine. La dissipation de la puissance instantanée produit une explosion de vapeur dans la piscine du réacteur, susceptible d'endommager gravement l'installation. L'accident dit « BORAX » est l'accident de réactivité maximale susceptible d'affecter un réacteur de recherche de type piscine. Cet accident a été étudié expérimentalement dans le réacteur du même nom. **99.**

Boucle d'essai* : dispositif expérimental dédié à des études spécifiques, en dynamique ou en recirculation (circuit fermé, purification, maintien des conditions). **119, 120.**

BR2 : réacteur de recherche implanté à Mol (Belgique). **13, 87, 95, 136.**

Burn-up : voir **Combustion massique*** et **Taux de combustion***. **37, 51, 63, 64, 79, 80-84, 87, 90, 93, 98, 115, 116, 120, 121, 132.**

CABRI : réacteur de recherche implanté à Cadarache, dédié à l'étude des accidents de réactivité. **31, 36-40, 51, 89, 116, 117, 119-121, 132.**

Caloporteur* : fluide (gaz ou liquide) utilisé pour extraire la chaleur produite par les **fissions***. Dans un **réacteur à eau sous pression***, l'eau joue, à la fois, le rôle de caloporteur, et celui de **modérateur***. **31, 57, 60, 71, 80, 102, 105, 109, 115, 120, 121.**

Capture : capture d'un neutron par un noyau. La capture est dite « radiative » si elle est suivie par l'émission immédiate d'un rayonnement gamma. Elle est dite « **fertile*** », si elle donne naissance à un noyau **fissile***. **24, 26-28, 41-43, 50, 60, 63, 64, 92.**

Cellule chaude* : enceinte destinée au traitement de matières radioactives qui assure le confinement et la protection contre les rayonnements par des parois blindées. **13, 24, 73, 77, 83, 87, 96.**

Chambre à fission : chambre d'ionisation destinée à la détection de neutrons, l'ionisation étant due aux produits de fission induits par réaction nucléaire des neutrons sur un dépôt de matière fissile. **34, 38, 42, 43, 50, 52, 53, 58, 83.**

Chambre d'ionisation à dépôt de bore : chambre destinée à la détection de neutrons, grâce à l'ionisation due aux particules alpha et aux noyaux de lithium produits par réaction nucléaire des neutrons avec le bore. **63.**

Cible* (de transmutation) : matière insérée dans le cœur d'un réacteur ou dans le faisceau d'un accélérateur de particules pour transformer une fraction significative de ses atomes en d'autres éléments par réactions nucléaires. **24.**

Circuit de refroidissement primaire* : système en boucle fermée ou ensemble de boucles fermées qui permet d'extraire la chaleur des **éléments combustibles*** présents dans le **cœur*** d'un réacteur par circulation d'un fluide caloporteur en contact direct avec ces éléments combustibles. **12-14, 21, 71, 74, 75, 77, 96, 99, 104, 105, 115-118, 123, 124, 126, 131.**

Coefficient de température* : coefficient qui traduit la variation du **facteur de multiplication*** des neutrons dans un réacteur, lorsque sa température change. Un coefficient de température négatif est un critère important de stabilité du cœur. **49, 53.**

Coefficient de vide : coefficient qui traduit la variation du **facteur de multiplication*** dans un réacteur, lorsque le **caloporteur*** forme davantage de vides (zones de moindre densité, par exemple des bulles) que la normale. Si ce coefficient est positif, une augmentation des vides se traduira par une augmentation de la **réactivité*** et, par conséquent, une augmentation de la puissance. S'il est négatif, l'augmentation des vides tendra, au contraire, à arrêter le réacteur. **117.**

Cœur* : zone centrale d'un réacteur nucléaire contenant les assemblages combustibles, le caloporteur et le modérateur et dans laquelle se produit la **réaction de fission en chaîne***. **11-18, 20-22, 31, 33-38, 40, 41, 47, 49-53, 55-61, 64-66, 71, 73-82, 85, 90, 91, 93, 95, 96, 99, 102, 104, 106, 115, 116, 118-120, 123-126, 128, 131, 132, 146.**

Collectron : détecteur de neutrons ou de rayons gamma sans source d'énergie externe, qui produit un signal résultant de l'émis-

sion d'électrons par une électrode, à partir de la capture neutronique ou de l'absorption des photons gamma. **42, 43, 81.**

Combustible d'oxyde d'uranium ⁺ : voir **UOX**^{*}. **47, 51, 53, 63, 64, 81, 120.**

Combustible UOx ⁺ : voir **UOX**^{*}.

Combustion massique ⁺ (ou **burn-up**^{*}) : énergie totale libérée par unité de masse dans un combustible nucléaire. Généralement exprimée en mégawatts x jours par tonne (MW.j/t). Voir aussi **Taux de combustion**^{*}.

Combustible MOX (ou **combustible mox, combustible Mox**) : voir **MOX**^{*} (**combustible**).

Corium ⁺ : mélange de matériaux fondus résultant de la fusion accidentelle du cœur d'un réacteur nucléaire. **118.**

Couverture ⁺ (**fertile**) : zone située en périphérie du cœur d'un réacteur, contenant de la matière fertile. **59.**

Crise d'ébullition : pour un fluide **caloporteur**^{*} en contact avec une surface chauffante, passage de l'ébullition nucléée à l'ébullition en couche mince, conduisant à une dégradation brutale du coefficient d'échange thermique. Dans un réacteur nucléaire, la crise d'ébullition fait l'objet d'une surveillance particulière, car ce phénomène peut provoquer un endommagement grave de la **gaine**^{*} de combustible et, par conséquent, affecter l'intégrité de la première **barrière de confinement**^{*}. **117.**

Criticité ⁺ : configuration caractéristique d'une masse de matière qui contient des éléments fissiles, et éventuellement, d'autres éléments, dans une composition, des proportions et une géométrie telles qu'une **réaction de fission en chaîne**^{*} peut y être auto-entretenue. **60, 65, 66, 116, 117, 127, 128.**

Critique ⁺ : se dit d'un milieu où s'entretient une **réaction de fission en chaîne**^{*}, au cours de laquelle apparaissent autant de neutrons qu'il en disparaît. **9, 11, 12, 14, 31, 33-40, 47, 49-62, 64-67, 127, 135, 143.**

Cuve : récipient contenant le cœur d'un réacteur et son fluide caloporteur. **11, 12, 18, 21, 40, 49-52, 59, 71, 75, 78, 79, 87, 88, 90, 118, 119, 123, 126, 127.**

Cycle d'irradiation : période de fonctionnement d'un réacteur entre deux rechargements successifs de combustible. En France, les cycles d'irradiation des réacteurs électrogènes sont de 12 à 18 mois. **74, 75.**

Défense en profondeur ⁺ : concept consistant à mettre en place, dans une installation nucléaire, plusieurs lignes de défense successives aptes à prévenir l'apparition, ou, le cas échéant, à limiter les conséquences de situations accidentelles dues à des défaillances techniques, humaines ou organisationnelles. **99.**

Dissolveur : composant du processus de traitement des combustibles usés, dans lequel le combustible est dissous dans une solution concentrée d'acide nitrique chaud. **61-63.**

Divergence ⁺ : démarrage du processus de réaction en chaîne dans un réacteur. **16, 17, 20, 34, 36, 38, 40, 47, 49, 51, 128, 136-138.**

Doppler (effet) : en neutronique : élargissement des résonances d'absorption de neutrons, sous l'effet de l'agitation thermique des noyaux cibles. Cet effet contribue à assurer la stabilité d'un réacteur nucléaire, en diminuant la réactivité de son cœur, lors d'une élévation de sa température. **117, 119.**

Dosimètre : appareil permettant de mesurer une dose. Il est constitué d'une partie sensible aux rayonnements ionisants et d'un ou plusieurs filtres qui permettent d'adapter sa réponse au flux radioactif à mesurer. Plusieurs principes physiques de détection sont utilisés (chambre à fission, chambre d'ionisation, dosimètre à activation, dosimètre à luminescence...). **41, 42, 50, 53, 58, 66, 129.**

dpa ⁺ : déplacements par atome. Nombre de fois que chaque atome d'un échantillon donné de matière solide a été éjecté de son site, sous l'action d'un rayonnement. Cette unité est bien adaptée pour quantifier les irradiations dans les métaux. **12, 96, 102, 104, 110.**

Échauffement gamma : échauffement ayant lieu dans le cœur d'un réacteur, du fait de l'absorption des photons gamma émis lors des réactions nucléaires. **53, 58, 59, 73, 76, 79, 80, 104.**

Effet de vidange (ou **effet de vide**) : variation du **facteur de multiplication** dans un réacteur, lorsque le **caloporteur** forme davantage de vides (zones de moindre densité, par exemple des bulles) que la normale. Si le **coefficient de vide** est positif, une augmentation des vides se traduira par une augmentation de la **réactivité** et, par conséquent, une augmentation de la puissance. Cet effet de vidange est un élément important à prendre en compte pour la stabilité et la sûreté des réacteurs nucléaires. **59.**

Enceinte de confinement ⁺ : la plupart des réacteurs sont renfermés dans un bâtiment en béton aux parois épaisses et recouvert d'un dôme appelé « enceinte de confinement ». En cas de libération de matières radioactives dans le bâtiment réacteur, l'enceinte de confinement retient ces émissions et empêche qu'elles s'échappent. Dans un réacteur CANDU canadien, le cœur est logé partiellement dans une voûte en béton ou en acier. Toute cette structure est enfermée dans une seconde enceinte de confinement d'environ un mètre d'épaisseur. **118, 123-126.**

Épithermiques (neutrons) : voir **Neutrons épithermiques**^{*}. **27.**

Facteur de multiplication ⁺ (**infini k_{∞}** et **effectif k_{eff}**) : valeur moyenne du nombre de nouvelles **fissions**^{*} induites par les **neutrons**^{*} issus d'une fission initiale. Si le milieu multiplicateur est de dimensions infinies, donc *sans fuite*, on parle de « facteur de multiplication infini » ; dans le cas contraire, il est qualifié d'« effectif » et noté k_{eff} . **34.**

Fertile ⁺ : se dit d'une matière dont les noyaux, lorsqu'ils absorbent des neutrons, donnent des noyaux **fissiles**^{*}. C'est le cas de l'uranium 238, qui conduit au plutonium 239. Une matière est dite « **stérile**^{*} », dans le cas contraire. **55, 57, 59.**

Fissile ⁺ : se dit d'un noyau pouvant subir la **fission**^{*} par absorption de **neutrons**^{*}. En toute rigueur, ce n'est pas le noyau appelé « fissile » qui subit la fission, mais le noyau qui s'est formé, à la suite de la capture d'un neutron. **6, 43, 49, 50, 55, 57-59, 65, 96, 97, 101, 104, 115, 116, 127, 128, 149.**

Fission ⁺ : division d'un noyau lourd en deux fragments dont les masses sont du même ordre de grandeur. Cette transformation, qui est un cas particulier de désintégration radioactive de certains noyaux lourds, dégage une quantité importante d'énergie et est accompagnée par l'émission de neutrons et de rayonnement gamma. La fission des noyaux lourds dits « **fissiles**^{*} » peut être provoquée par une collision avec un neutron. **9, 11, 22, 24, 25, 34, 37, 39, 41-44, 50, 52, 53, 58-60, 63-66, 71, 74, 81, 82, 84 et suiv.**

Fluence ⁺ : unité de dose utilisée pour quantifier l'irradiation des matériaux. C'est le nombre de particules (par exemple, des neutrons) arrivant par unité de surface durant l'irradiation. **109, 110, 129.**

Flux de neutrons : nombre de neutrons qui traversent une unité de surface par unité de temps. **11, 13, 17, 22, 23, 27, 42, 43, 73, 76-80, 95, 96, 99, 102, 104, 108, 131, 132, 143, 146.**

Flux intégré : voir **Fluence**^{*}.

Gain de surgénération : pour un réacteur nucléaire fonctionnant avec le cycle U-Pu, excédent net de plutonium 239 équivalent créé, c'est-à-dire différence entre le plutonium 239 équivalent créé par capture et le plutonium 239 équivalent détruit par fission et par capture, rapportée à une fission dans l'ensemble du réacteur. **59.**

Gaine de combustible ⁺ (ou **gaine**^{*}) : enveloppe scellée entourant la matière combustible, destinée à assurer son isolation et sa tenue mécanique dans le cœur du réacteur. **43, 71, 75, 80, 81, 84, 97, 98, 101, 102, 104, 106, 116, 117, 119-123, 131.**

Gamma scanning : voir **Scrutation gamma**^{*}.

Générateur de vapeur (GV) : dans un réacteur nucléaire, échangeur permettant le transfert de la chaleur d'un fluide caloporteur primaire à l'eau du circuit secondaire de refroidissement, et la transformant en vapeur qui entraîne le groupe turbo-alternateur. **18, 123, 124.**

Grappe de commande (ou grappe de contrôle) : voir **Barre de commande**^{*}.

HFR : réacteur de recherche à haut flux, implanté à Petten (Pays-Bas). **30, 87, 95, 107, 136.**

ICP-MS : spectrométrie de masse couplée à un plasma inductif. **27.**

Inconel : alliage austénitique de nickel, de chrome et de fer très utilisé dans les réacteurs à eau pour sa bonne résistance à la corrosion. **123.**

Intégrale de résonance : valeur moyenne de la section efficace de réaction, dans le domaine des énergies de résonance. **27.**

Interaction Pastille-Gaine (IPG) : influence réciproque entre les pastilles de combustible et la gaine de combustible. Le contact mécanique entre ces deux éléments crée des contraintes élevées dans la gaine, ce qui peut conduire à sa rupture, le mécanisme prépondérant étant la corrosion sous contrainte. **80, 81.**

ITU : Institut des transuraniens. Laboratoire européen implanté à Karlsruhe. **87, 88.**

JANNUS : plateforme d'outils de recherche comprenant des accélérateurs de particules et des moyens de caractérisation pour l'étude des matériaux sous irradiation. **108, 111.**

JEPP, JEPN : unités de temps de fonctionnement d'un réacteur, exprimées respectivement en « Jours Équivalents à Pleine Puissance » et en « Jours Équivalents à Puissance Nominale ». **83.**

Laplacien matière et laplacien géométrique : dans une théorie élémentaire de la **neutronique**^{*}, le flux (distribution spatiale des **neutrons**^{*}) est une solution de l'équation de Laplace. Cette solution doit, d'une part, satisfaire à des contraintes liées à la forme et aux dimensions du réacteur et fait intervenir, d'autre part, les caractéristiques de la matière le constituant. Ces deux aspects peuvent être formulés par une égalité exprimant la condition **critique**^{*} du système : **laplacien géométrique** = **laplacien matière**, où le premier terme est un paramètre explicitant les contraintes géométriques, et le second un paramètre synthétisant la capacité de la matière à régénérer les neutrons. **38.**

LECA : laboratoire chaud implanté à Cadarache, pour l'étude des combustibles irradiés. **84, 88-90.**

LEFCA : laboratoire implanté à Cadarache, pour la fabrication ou la refabrication de combustible. **88, 89.**

LECI : laboratoire d'études des combustibles et des matériaux irradiés (CEA/Saclay). **84, 87-90.**

LOCA (*Loss of Coolant Accident*) : Accident de perte de réfrigérant primaire (voir **APRP**^{*}).

Méthode de Monte-Carlo : méthode statistique d'approximation de la valeur d'une intégrale, en utilisant un ensemble de points aléatoirement distribués selon une certaine probabilité. Elle consiste à répéter l'attribution d'une valeur numérique dépendant du déroulement d'un processus où le hasard intervient, puis à calculer une moyenne et sa dispersion statistique (traduisant sa précision) sur l'ensemble des valeurs obtenues. En théorie du trans-

port des particules dans la matière, cette méthode consiste à simuler le cheminement d'un très grand nombre de particules, en tenant compte exactement de la géométrie et des interactions nucléaires, puis à comptabiliser les résultats auxquels on s'intéresse. **66, 83, 145.**

Modérateur ⁺ : matériau formé de noyaux légers qui ralentissent les **neutrons**^{*} par collisions élastiques. Les modérateurs sont utilisés pour réduire l'énergie des neutrons émis par les atomes d'uranium, lors de la fission, afin d'augmenter leur probabilité de provoquer d'autres fissions. Le matériau modérateur doit être peu capturant, afin de ne pas « gaspiller » les neutrons, et être suffisamment dense pour assurer une **modération**^{*} efficace. **21, 22, 33, 34, 49, 52, 57, 59, 61, 65, 66, 116.**

Modération : processus qui favorise le ralentissement des **neutrons**^{*}, afin de les mettre progressivement en équilibre thermique avec la matière dans laquelle ils diffusent. **51, 53, 58.**

MOX ⁺ (**combustible**) : combustible nucléaire à base d'un mélange d'oxydes d'uranium (naturel ou appauvri) et de plutonium. L'utilisation de combustible MOX permet le **recyclage**^{*} du plutonium. **37, 47, 49, 51, 60-64, 81, 84, 87-91, 93, 115, 120.**

MTR (*Material Test Reactor*) : réacteur expérimental destiné à l'étude du comportement des matériaux et combustibles sous irradiation. **36, 49, 61, 85, 95, 96, 99, 101, 105, 137, 143.**

NaK : fluide caloporteur utilisé dans les dispositifs de certains réacteurs expérimentaux, composé d'un eutectique sodium-potassium liquide à la température ambiante. **13, 41, 80, 84, 104, 105.**

Neutron : particule fondamentale électriquement neutre, de masse $1,675 \cdot 10^{-27}$ kg. La nature de ce **nucléon**^{*} a été découverte en 1932 par le physicien britannique James Chadwick. Les neutrons constituent, avec les protons, les noyaux des atomes et provoquent les **réactions de fission**^{*} des noyaux **fissiles**^{*} dont l'énergie est utilisée dans les réacteurs nucléaires.

Neutron lent, modéré ou thermique ⁺ : neutron en équilibre thermique avec la matière dans laquelle il se déplace avec une vitesse de l'ordre de 2 à 3 km/s. Son énergie est inférieure à 1 eV. **11, 12.**

Neutronique : étude du cheminement des **neutrons**^{*} dans les milieux **fissiles**^{*} et non fissiles, ainsi que des réactions qu'ils induisent dans la matière, en particulier dans les réacteurs nucléaires, sous l'angle de leur multiplication, de l'établissement et du contrôle de la **réaction de fission en chaîne**^{*}. **12, 14, 15 et suiv.**

Neutronographie ⁺ : radiographie sensible aux éléments légers, effectuée à l'aide de neutrons. **13, 19, 22, 28, 80, 83, 91.**

Neutrons épithermiques : neutrons situés dans la gamme d'énergie de 1 eV à 20 keV environ et qui ont ainsi une vitesse supérieure à celle des **neutrons thermiques**^{*}. Dans cette région d'énergie, les **sections efficaces**^{*} d'interaction neutron-noyau sont affectées par la présence de résonances et peuvent varier, de ce fait, de plusieurs ordres de grandeur. **27.**

Neutrons prompts ⁺ : **neutrons**^{*} émis directement, au moment même de la **fission**^{*}. **65, 66, 117.**

Neutrons rapides ⁺ : neutrons libérés lors de la fission, se déplaçant à très grande vitesse (20 000 km/s). Leur énergie est de l'ordre de 2 millions d'**électronvolts**^{*}. **6, 11, 22, 27, 35-37, 39, 40, 43, 52, 55, 58-60, 62, 73, 76, 77, 80, 95-97, 101, 102, 104, 105, 109.**

Neutrons retardés ⁺ : **neutrons**^{*} émis par les fragments de **fission**^{*} avec un retard de quelques secondes, en moyenne, après la fission. Bien que représentant moins de 1 % des neutrons émis, ce sont eux qui, par ce décalage dans le temps, permettent *in fine* le pilotage des réacteurs. La fraction de neutrons retardés est aussi appelée « **bêta**^{*} ». **41, 60, 80.**

Nucléide : espèce nucléaire caractérisée par son nombre de protons Z , son nombre de neutrons N et par son nombre de masse A , égal à la somme du nombre de protons et du nombre de neutrons ($A = Z + N$). **78, 84, 140, 146.**

OSIRIS : réacteur de recherche implanté à Saclay, dédié à l'étude des matériaux et des combustibles sous irradiation. **2, 12, 13, 15, 21, 26, 27, 30, 31, 36, 37, 40, 44, 73-85, 87, 89, 90 et suiv.**

Période d'un nucléide radioactif (ou **période radioactive***, (*radioactive half-life period*)) : temps nécessaire pour la désintégration de la moitié des atomes d'un échantillon d'un nucléide radioactif. La période constitue une propriété caractéristique de chaque isotope radioactif. **28, 42.**

PHÉBUS : réacteur de recherche pour l'étude des accidents de perte de réfrigération. **116, 118, 123-126.**

Pile (atomique) : terme historique, synonyme ancien de « **réacteur nucléaire** »*. **9, 12, 13, 20, 21, 29, 31 et suiv.**

PIXE : *Proton-Induced X ray Emission* : cette technique d'analyse consiste à mesurer le spectre des rayons X émis par une cible bombardée par des protons. Elle renseigne sur la composition élémentaire de la cible. **110.**

Poisons neutroniques (ou poisons)* : éléments dotés d'un pouvoir élevé de capture des **neutrons*** utilisés pour compenser, du moins en partie, l'excédent de **réactivité*** des milieux **fissiles***. Quatre éléments naturels sont particulièrement neutrophages : le bore (grâce à son **isotope*** ^{10}B), le cadmium, le hafnium et le gadolinium (grâce à ses isotopes ^{155}Gd et ^{157}Gd). Certains sont dits « consommables », car ils disparaissent progressivement au cours de la combustion en réacteur. Les **produits de fission*** sont des poisons neutroniques. Ils absorbent les neutrons. **49, 63, 79, 87.**

Poison consommable : **poison neutronique*** introduit à dessein dans un réacteur pour contribuer au contrôle des variations à long terme de la **réactivité***, grâce à sa disparition progressive. **49, 63, 79, 87.**

Produits de fission : **nucléides*** produits soit directement par la **fission*** nucléaire, soit indirectement par la **désintégration*** des fragments de la fission. **37, 38, 43, 50, 59, 60, 63, 64, 71, 81-84, 90, 96, 101, 104, 115, 118, 123, 125, 126, 128, 131, 132.**

Prolifération : dissémination incontrôlée des technologies nucléaires militaires ou des matières utilisées par ces technologies. **87, 97, 139.**

PSI : *Paul Scherrer Institut*. Organisme suisse pour la recherche nucléaire. **88, 106.**

Puissance linéique : puissance produite par unité de longueur active d'un **crayon*** combustible. **80, 81, 83, 92.**

Puissance résiduelle : puissance thermique développée par un réacteur nucléaire à l'arrêt, provenant essentiellement de l'**activité*** des **produits de fission***. **19, 29, 77, 82-84, 116, 118, 144.**

Radionucléide : nucléide instable d'un élément qui décroît ou se désintègre spontanément en émettant un rayonnement. **78, 84, 140, 146.**

RAMAN (spectrométrie) : le spectre lumineux diffusé par une substance illuminée par un rayonnement monochromatique infrarouge comporte des raies provenant du couplage entre le rayonnement émis et les vibrations et rotations des molécules traversées (effet Raman). L'analyse de ces raies renseigne sur les molécules en présence. **110.**

Rapport de modération : dans la matière **fissile***, rapport entre le volume du **modérateur*** et celui de la matière fissile. **51, 52.**

RBS (*Rutherford Back Scattering*) : cette technique d'analyse consiste à mesurer la rétrodiffusion de particules alpha envoyées

sur un échantillon. Elle permet d'accéder à la composition locale de l'échantillon, au voisinage de sa surface. **110.**

Réacteur nucléaire : dispositif dans lequel on peut amorcer une **réaction de fission en chaîne***, la maintenir et la contrôler. Ses composants essentiels sont le combustible fissile, le **modérateur***, le blindage, les **barres de commande*** et le **caloporteur***. **29, 44, 71.**

Réacteur à eau bouillante (REB) : réacteur dans lequel l'ébullition de l'eau se fait directement dans le **cœur***. **12, 49, 51, 61-63, 80.**

Réacteurs à eau légère (REL) : famille de réacteurs regroupant les **réacteurs à eau sous pression*** et les **réacteurs à eau bouillante***. **31.**

Réacteur à eau lourde : réacteur nucléaire dont le **modérateur*** et, habituellement, le **caloporteur***, sont de l'eau lourde. **21, 22, 33, 35, 36, 40, 51.**

Réacteur à eau sous pression (REP) : réacteur dans lequel la chaleur est transférée du cœur à l'échangeur de chaleur par de l'eau maintenue sous une pression, élevée dans le circuit primaire, afin d'éviter son ébullition. **36, 37, 49, 51, 115, 117, 119, 120, 121, 124.**

Réacteur à neutrons rapides (RNR) : réacteur sans **modérateur*** dans lequel la majorité des fissions sont provoquées par des **neutrons*** présentant des énergies du même ordre de grandeur que celle qu'ils possèdent, lors de leur production par fission. **31, 35, 37, 55, 58, 59, 84, 109, 118-120, 143, 144.**

Réaction de fission en chaîne (ou **réaction en chaîne**) : suite de **fissions*** nucléaires, au cours desquelles les **neutrons*** libérés provoquent de nouvelles fissions, à leur tour génératrices de nouveaux neutrons entraînant de nouvelles fissions, et ainsi de suite. **127.**

Réactivité : quantité sans dimension permettant d'évaluer les petites variations du **facteur de multiplication*** k autour de la valeur critique et définie par la formule $\rho = (k - 1)/k$. Sa valeur étant très petite, elle est généralement exprimée en cent millièmes, en prenant pour unité le **pcm*** (pour cent mille). Dans un réacteur, la réactivité est nulle lorsque ce dernier est **critique***, positive s'il est **sur-critique*** et négative s'il est **sous-critique***. **14, 31, 33, 34, 37, 38, 41, 49, 53, 54, 59-61, 63-65, 75, 89, 99, 115, 117-121, 127, 128, 132.**

Recuit de résistivité : technique d'analyse d'un échantillon métallique consistant à mesurer sa résistivité après recuit à différentes températures. Cette technique renseigne sur le type de défauts cristallins présents dans le solide. **110.**

Recyclage : réutilisation en réacteur de matières nucléaires issues du **traitement du combustible usé***. **51, 62, 63, 81, 87, 128.**

Réflecteur : partie du réacteur placée en bordure du cœur, en vue de lui renvoyer les neutrons qui s'en échappent. **21, 51-53, 57, 59, 60, 61, 74, 77, 97, 99, 102, 131, 132.**

REP : sigle du terme **Réacteur à Eau sous Pression***.

Retraitement : voir **Traitement*** (du combustible usé).

RIA (*Reactivity Insertion Accident*) : Accident d'insertion de réactivité. voir **Accident de réactivité***.

Screening : type d'expérience consistant à faire varier systématiquement un (ou plusieurs) paramètre(s) pour en examiner les effets. **101, 104.**

Scrutation gamma (ou examen de spectrométrie gamma ou *gamma scanning*) : examen non destructif par **spectrométrie*** gamma destiné à assurer le suivi des taux de réactions nucléaires dans le **cœur*** d'un réacteur, au moyen de mesures post-irradiation effectuées sur les éléments combustibles du cœur. **50.**

Section efficace ⁺ : mesure de la probabilité d'interaction d'une particule avec un noyau-cible, exprimée en **barns*** (1 barn = 10^{-24} cm²). Dans le cas du **neutron***, par exemple, elle définit sa probabilité d'interaction avec les noyaux de la matière des différents constituants du cœur. La section efficace mesure la probabilité d'occurrence d'une réaction donnée entre des particules incidentes (par exemple, des neutrons) et une cible (par exemple, des noyaux d'uranium). Pour les réacteurs nucléaires, on distingue principalement les réactions provoquées par les neutrons : fission, capture, et diffusion élastique. **27.**

SIMS : spectrométrie de masse d'ions secondaires. Puissante méthode d'analyse de la composition élémentaire de la surface d'un matériau. **88, 89.**

Sous-critique ⁺ : en neutronique, se dit d'un milieu multiplicateur dans lequel le nombre de **neutrons*** émis par **fission*** est plus faible que le nombre de neutrons disparaissant par absorption et par fuite. Dans ce cas, le nombre de fissions observé pendant des intervalles de temps successifs décroît, et la **réaction en chaîne*** ne peut s'entretenir dans le milieu qu'avec un apport de neutrons venant de l'extérieur. Il existe, par exemple, des projets de réacteurs sous-critiques dans lesquels les neutrons supplémentaires sont apportés dans le cœur du réacteur par un faisceau de particules accélérées. L'intérêt de ces réacteurs réside dans leur forte capacité à **transmuter*** les actinides. **14, 47, 50, 59, 60, 62, 143.**

Sous-moderé ⁺ : se dit d'un milieu multiplicateur dont la réactivité croît avec le **rapport de modération***. **62, 63, 96.**

Spallation ⁺ : réaction nucléaire mettant en jeu un noyau lourd-cible et une particule, le plus souvent un proton, accélérée jusqu'à une énergie de quelques centaines de millions d'**électronvolts***. Par collisions successives sur les nucléons du noyau cible, la particule incidente éjecte, entre autres, un grand nombre de **neutrons***. Un proton de 1 milliard d'électronvolts projeté sur une cible de plomb peut ainsi produire entre 25 et 30 neutrons. **20, 23, 60, 87, 143, 146.**

Spectre neutronique : distribution en énergie de la population des **neutrons*** présents dans le cœur d'un réacteur. **52, 59, 60, 62, 66, 79.**

Spectrométrie : mesure et interprétation de spectres de quantité liées à la constitution physique ou chimique d'un corps ou à l'analyse d'une onde. Par exemple, la spectrométrie de masse est fondée sur la séparation des atomes ou des molécules d'un corps, en fonction de leur masse. La spectrométrie gamma consiste en la mesure de l'énergie des rayonnements gamma émis par une source. Elle renseigne sur la nature et l'activité des radionucléides de cette source. Voir également **Scrutation gamma***. **13, 17, 26, 42, 50, 52, 53, 80, 81, 84, 110.**

Spectrométrie gamma (examen de -, mesure de -) : voir **Scrutation gamma***.

Spin : moment angulaire intrinsèque d'un objet quantique. On restreint parfois l'attribution du terme « spin » aux particules considérées comme élémentaires. **19.**

Surcritique ⁺ : un système est qualifié de « surcritique », lorsque le nombre de **neutrons*** émis par **fission*** est plus grand que le nombre de neutrons disparaissant par absorption et par fuite. Dans ce cas, le nombre de fissions observé pendant des intervalles de temps successifs croît. **65, 66.**

Système hybride ⁺ (ou **ADS**) : réacteur hybride couplant un cœur de réacteur sous-critique avec un accélérateur de protons de haute énergie. Ce dernier fournit, grâce à des réactions de **spallation***, le complément de **neutrons*** nécessaire à l'entretien de la **réaction de fission en chaîne***. **143.**

Taux de combustion ⁺ : au sens propre, il correspond au pourcentage d'atomes lourds (uranium et plutonium) ayant subi la **fission*** pendant une période donnée. Couramment utilisé pour évaluer la quantité d'énergie thermique par unité de masse de matière **fissile*** obtenue en réacteur entre le chargement et le déchargement du combustible, il s'exprime en mégawatts-jour par tonne (MW-j/t). Voir aussi **Combustion massique***. Le **taux de combustion de rejet*** est le taux auquel l'assemblage combustible, après plusieurs cycles d'irradiation, doit être définitivement déchargé. **37, 51, 64, 79, 80, 81, 83, 84, 87, 90, 93, 98, 115, 116, 120, 121, 132.**

Taux de fission : proportion de noyaux ayant subi une réaction de **fission*** dans une population de noyaux soumise à une irradiation donnée. **43, 50, 52, 53, 59, 60.**

Temps de doublement : dans le domaine de l'exploitation des réacteurs nucléaires, durée nécessaire pour que le flux neutronique dans un réacteur soit multiplié par 2. Pour un réacteur surgénérateur, le temps de doublement a également une autre acception : c'est le temps mis par un réacteur surgénérateur pour produire autant de matière fissile qu'il en avait lui-même, au départ. Ce temps de doublement caractérise les capacités de déploiement d'une filière. **38, 50, 53, 59, 127.**

Ténacité : quantité caractéristique d'un matériau, exprimée en MPa.m^{1/2}, mesurant sa résistance à la propagation de fissures. **79.**

Thermoluminescence : processus par lequel certaines substances préalablement irradiées émettent, sous l'action d'une stimulation thermique, un rayonnement lumineux. Ce phénomène physique permet de remonter à la dose reçue par un objet.

Traitement du combustible usé (ou **traitement**) : ensemble des opérations effectuées sur le combustible usé issu des réacteurs nucléaires pour en extraire des matières valorisables comme l'uranium et le plutonium et conditionner les déchets restants. Le terme « **traitement du combustible usé** » tend à remplacer « **retraitement*** » ». **18, 34, 61, 87, 88, 128, 140, 144.**

Transmutation ⁺ : transformation d'un **nucléide*** en un autre nucléide par une réaction nucléaire. La transmutation envisagée pour la gestion des déchets radioactifs vise à transformer un nucléide à période longue en un nucléide à **période*** plus courte ou en un nucléide stable. **23, 24, 28, 29, 37, 41, 59, 60, 107, 109, 143.**

Trempe : refroidissement (souvent rapide et, en général, volontaire et contrôlé) d'un métal ou d'un alliage. La trempe influe sur la structure cristalline du matériau et sur ses caractéristiques mécaniques. **116, 122, 132.**

TR-XRF : fluorescence de rayons x en réflexion totale. **27.**

Tube de force : un réacteur CANDU contient des centaines de tubes d'alliage de zirconium distincts sous pression. Chaque tube de force contient 12 ou 13 grappes de combustible d'uranium naturel dans lesquelles passe le caloporteur à eau lourde chaude pour en dissiper la chaleur. Chaque tube de force est entouré d'eau lourde à basse température, mais en est séparé par un tube de cuve à paroi mince. L'espace entre les tubes de cuve voisins est comblé par l'eau lourde. **123.**

UNGG : filière de réacteurs à uranium naturel, modérés au graphite et refroidis au gaz (CO₂). **34, 35, 39, 40.**

UOX (ou **combustible UOX**) ⁺ : combustible standard des **réacteurs à eau légère*** constitué d'oxyde d'uranium **enrichi*** en uranium 235. **47, 51, 53, 63, 64, 81.**

VERCORS : programme de recherche mené au CEA pour étudier le comportement du combustible nucléaire et le relâchement des **produits de fission***, en cas d'accident grave. **118.**

VTT : centre de recherche technologique finlandais. **87.**

Zircaloy : alliage de zirconium et d'un ou plusieurs autres métaux (étain, fer, chrome, nickel) qui est particulièrement résistant, du point de vue mécanique et chimique. Il est utilisé pour les **gaines de combustible*** de réacteurs à eau. **116, 123.**

Table des matières

Préface	5
Les réacteurs expérimentaux, leur utilisation, leur histoire...	7
À quoi servent les réacteurs expérimentaux ?...	11
Comment les définir ?...	11
Les réacteurs expérimentaux et le nucléaire : maquettes critiques, réacteurs d'irradiations technologiques, réacteurs d'essais de sûreté, réacteurs pour l'enseignement, prototypes...	11
Les réacteurs expérimentaux : des outils au service de la recherche fondamentale, de l'industrie et de la santé. Diffraction de neutrons, production d'isotopes, activation neutronique, neutronographie et dopage de semi-conducteurs	19
Historique des réacteurs de recherche français	33
En 1948, naît ZOÉ, la première pile atomique française	33
Les années 50 ou l'étude des premières filières de réacteurs	33
La riche époque des années 60	35
Les grandes réalisations des années 70	37
Quel futur pour les réacteurs de recherche ?...	37
L'instrumentation des réacteurs expérimentaux	41
Les mesures neutroniques	42
Les mesures thermiques	43
Les mesures mécaniques	43
Les mesures du relâchement des gaz de fission	44
Valider les calculs de neutronique	45
La maquette critique en eau, ÉOLE	49
Objectifs de la maquette critique ÉOLE et description de l'installation	49
Les techniques expérimentales utilisées sur la maquette ÉOLE	50
Les programmes expérimentaux de la maquette ÉOLE	51
MASURCA : une maquette critique en air pour l'étude des réacteurs à neutrons rapides	55
Objectifs de MASURCA et description de l'installation	55
Les programmes expérimentaux de MASURCA	58
La maquette critique en eau, MINERVE	61
Objectifs du réacteur MINERVE et description de l'installation	61
Les programmes expérimentaux de la maquette MINERVE	62
La technique d'oscillations dans le réacteur MINERVE	63
CALIBAN : un réacteur expérimental pulsé	65
Objectifs du réacteur CALIBAN et description de l'installation	65
Les applications de CALIBAN	66
Tester les matériaux sous irradiation	69
Le réacteur OSIRIS	73
La raison d'être du réacteur OSIRIS	73
La conception d'OSIRIS	73

Le fonctionnement d'OSIRIS	75
La sûreté du réacteur OSIRIS	76
La conduite des expérimentations	77
Les applications pour l'industrie	78
Des expériences d'irradiation pour l'étude des matériaux	78
Des expériences d'irradiation pour l'étude des combustibles nucléaires	80
Expériences d'irradiation pour les réacteurs de quatrième génération	84
Les laboratoires associés aux réacteurs expérimentaux	87
Les domaines d'activité des laboratoires chauds	87
Les laboratoires chauds en Europe	88
Les laboratoires chauds, au CEA	89
Les types d'examen pratiqués dans les laboratoires chauds du CEA	89
Un exemple de recherche utilisant les laboratoires chauds : les expériences REMORA pour l'étude du comportement du combustible en situation incidentelle	90
Le réacteur Jules Horowitz	95
Opportunité du lancement du projet RJH	95
La conception du réacteur Jules Horowitz	96
Les programmes expérimentaux et les dispositifs associés, dans le réacteur Jules Horowitz	101
Ce qu'on veut faire avec le RJH	101
Les types d'expériences dans le RJH	101
La conception du RJH, au service des expériences	102
Les dispositifs d'accueil des expériences dans le RJH	103
Un projet européen pour l'étude des matériaux sous irradiation	105
Irradiation des matériaux, au moyen de faisceaux d'ions	107
Simulation de l'irradiation neutronique par une irradiation aux ions	107
La plateforme de multi-irradiation aux ions JANNUS	108
Thèmes de recherche abordés au moyen de la plateforme JANNUS	109
Étudier les situations accidentelles	113
L'accident de refroidissement	115
L'accident de réactivité	117
L'accident grave	118
Le réacteur expérimental CABRI, pour l'étude des accidents de réactivité	119
Objectifs du réacteur CABRI et description de l'installation	119
Les essais dans CABRI	120
Les expériences futures sur CABRI	121
Le réacteur de recherche PHÉBUS, pour l'étude des accidents de perte de réfrigération	123
Objectifs du réacteur PHÉBUS et description de l'installation	123
Les essais dans PHÉBUS	124
Le réacteur SILENE, pour l'étude des accidents de criticité	127
Les accidents de criticité	127
Le réacteur SILENE	127
Perspectives de recherches relatives aux situations accidentelles, avec le réacteur Jules Horowitz	131
Les défauts de refroidissement	131
Les situations de surpuissance	132

Le panorama mondial des réacteurs expérimentaux	133
Les réacteurs expérimentaux dans le monde	135
L'état du parc des réacteurs expérimentaux	135
Les caractéristiques et problèmes du parc des réacteurs expérimentaux	139
Quel futur pour les réacteurs expérimentaux ?...	140
Conclusion	141
Conclusion	141
Glossaire-index	147

Ont collaboré à cet ouvrage :

André Chabre (Responsable de thème)
Alain Alberman,
Michel Auclair,
Nicolas Authier,
Daniel Beretz,
Gilles Bignan,
Jean-Yves Blanc,
Bernard Bonin,
Jean-Christophe Bosq,
Xavier Bravo,
Pascal Chaix,
Jean-Marc Costantini,
Gérard Ducros,
Philippe Durande-Ayme,
Jérôme Estrade,
Philippe Fougeras,
Danielle Gallo,
Christian Gonnier,
Lionel Gosmain,
Daniel Iracane,
Philippe Jucker
Jean-Christophe Klein,
Thierry Lambert,
Patrick Lemoine,
Richard Lenain,

Stéphane Loubière,
Clarisse Mariet,
Loïck Martin-Deidier,
Frédéric Mellier,
Alain Menelle,
Sandrine Miro,
Emmanuelle Muller,
Joseph Safieh,
Henri Safa,
Stéphanie Sorieul,
Patrick Trocellier,
Caroline Verdeau,
Jean-François Villard,
Alain Zaetta.

... et, bien sûr, l'ensemble des membres
du Comité éditorial des monographies
DEN :

Bernard Bonin (Rédacteur en chef),
Martine Dozol (Centre CEA de Cadarache),
Michaël Lecomte (Centre CEA de Valhro),
Marie-José Lovérini (Direction de la
Communication),
Alain Forestier.